SITZUNGSBERICHTE
DER LEIBNIZ-SOZIETÄT
Band 89 • Jahrgang 2007

trafo Verlag Berlin

ISSN 0947-5850 ISBN 978-3-89626-689-7

Inhalt

01 Vorwort

Vorträge

02 Karl-Heinz Bernhardt: Begrüßung

03 *Karl Lanius:* Erinnerungen an den Beginn

04 *Dieter Seeliger:* Internationale Zusammenarbeit zu den kernphysikalischen Grundlagen und Perspektiven der friedlichen Nutzung der Kernenergie

05 *Peter Liewers:* Reaktorphysikalische Forschungen in der DDR

06 *Helmut Abel:* Wie gefährlich ist Radioaktivität? - Problematik des Strahlenrisikos -

07 Rudolf Münze: Entsorgung radioaktiver Abfälle in Deutschland

08 *Horst Märten:* Uranressourcen und Nuklearabfall im Blickwinkel der Kernenergiegewinnung der Zukunft

09 F.-P. Weiß und H.-G. Willschütz: Wie sicher sind Kernkraftwerke? - Stand der Sicherheitsforschung -

10 *Alexander Andreeff:* Schlussbemerkungen

Vorwort

Nach dem zweiten Weltkrieg, vor nunmehr 50 Jahren, begannen in Deutschland – Ost und West – Forschungsarbeiten für die friedliche Nutzung der Kernenergie. Auf dem Gebiet der ehemaligen DDR war ein großer Teil dieser Aktivitäten im Raum Dresden konzentriert. Noch leben Zeitzeugen, die bei den Anfängen und an den nachfolgenden Entwicklungen selbst beteiligt waren. Die Dresdner Seniorenakademie Wissenschaft und Kunst und die Leibniz-Sozietät Berlin haben aus diesem Anlass ein gemeinsames Ganztagskolloquium veranstaltet. Durch die Auswahl der Beiträge sollten beispielhaft sowohl die historischen Aspekte wie auch aktuellen Bezüge der Kernenergieforschung und Perspektiven der Kernenergetik beleuchtet werden. Eine umfassende Würdigung der umfangreichen, im Osten Deutschlands auf diesem Gebiet erbrachten Leistungen konnte dabei weder das Ziel sein, noch war sie im Rahmen einer Veranstaltung dieser Art auch nur annähernd erreichbar. Die hohe Beteiligung seitens der Senioren an dieser Veranstaltung wie auch die aktuellen Diskussionen in der Öffentlichkeit über Fragen der Energiestrategie zeigen die bis heute anhaltende Aktualität der behandelten Themen.

Die Herausgeber

Sitzungsberichte der Leibniz-Sozietät *89(2007), 7–10*

Karl-Heinz Bernhardt,
Sekretar der Klasse Naturwissenschaften der Leibniz-Sozietät

Sehr geehrter Herr Kollege Andreeff,
meine sehr verehrten Damen und Herren, liebe Kolleginnen und Kollegen!

Im Namen des Präsidenten der Leibniz-Sozietät, Herrn Prof. Dr. Dieter B. Herrmann, und namens der Klasse Naturwissenschaften der Gelehrtengesellschaft begrüße ich Sie recht herzlich zu unserem gemeinsamen Kolloquium „50 Jahre Forschung für die friedliche Nutzung der Kernenergie“ und wünsche der Veranstaltung einen anregenden und harmonischen Verlauf.

Aus eigenem Erleben, damals als Student der Meteorologie und später als Aspirant am Geophysikalischen Institut der Karl-Marx-Universität, kann ich mich noch gut an die Aufmerksamkeit und an die lebhaften Diskussionen unter den Physikern erinnern, die vor einem halben Jahrhundert der Wiederbeginn der deutschen Kernforschung in der DDR und der BRD auslöste. Nicht allzuweit von hier, an der Bergakademie Freiberg, hörte ich auf einem der alljährlich durchgeführten Barbara-Kolloquien, die einen interdisziplinär gestalteten Einblick in aktuelle Entwicklungen auf dem Gebiet der physikalischen wie der Geo- und Kosmoswissenschaften vermittelten, einen Vortrag des späteren Vizepräsidenten der Deutschen Akademie der Wissenschaften (DAW) und Vorsitzenden des Forschungsrates der DDR, Max Steenbeck, über das im Bau begriffene Kernkraftwerk Rheinsberg. In Erinnerung geblieben ist mir sein – heute überaus aktueller! – Hinweis auf notwendige Schutzmaßnahmen auch gegen mögliche Anschläge und Sabotageakte.

Hand in Hand mit dem Aufbau des ersten KKW der DDR ging übrigens die Einrichtung einer meteorologischen Station Stechlinsee (1957), später Forschungsstation Neuglobsow, durch den damaligen Meteorologischen und Hydrologischen Dienst (MHD) der DDR mit umfangreichen Untersuchungen der hydrometeorologischen Verhältnisse im Bereich von Stechlin- und Nehmitzsee und ihrer Beeinflussung durch den Kraftwerksbetrieb.

Daß wir heute über die Geschichte der friedlichen Nutzung der Kernenergie berichten können, ist zumindest für einen deutschen Staat keine Selbstverständlichkeit: Dazu bedurfte es unter anderem auch des Manifestes von 18 Göttin-

ger Professoren vom April 1957, in dem sich die Atomforscher, darunter Max Born, Walther Gerlach, Otto Hahn, Werner Heisenberg, Max von Laue, Fritz Straßmann und Carl Friedrich v. Weizsäcker, mit tiefer Sorge gegen die Pläne einer atomaren Bewaffnung der Bundeswehr wandten, jede Beteiligung an der Herstellung, der Erprobung oder dem Einsatz von Atomwaffen ablehnten und zugleich betonten, daß es äußerst wichtig sei, „die friedliche Verwendung der Atomenergie mit allen Mitteln zu fördern."[1]

Unter den Unterzeichnern dieses bemerkenswerten Appells waren vier Mitglieder der DAW, die sämtlich bereits von der seinerzeitigen Preußischen Akademie der Wissenschaften zu ordentlichen (v. Laue 1920, Hahn 1924, Heisenberg 1943) oder korrespondierenden Mitgliedern (Born 1929, Heisenberg 1938) gewählt worden waren. Mit H.-A. Bequerel (1904), N. Bohr (1922) und E. Rutherford (1928) hatte die Preußische Akademie auch drei der prominentesten Bahnbrecher des Atomzeitalters außerhalb der deutschen Grenzen in den Status korrespondierender Mitglieder erhoben.

Von besonderem Interesse für die Geschichte der Berliner Akademie ist der Wahlvorschlag für Otto Hahn, von F. Haber verfaßt und von Schlenk, v. Laue, Einstein und Planck mitunterzeichnet.[2] 14 Jahre vor der in ihrer Konsequenz wahrhaft welterschütternden Entdeckung der Kernspaltung sind hier die bahnbrechenden Leistungen aufgelistet, die dem Zuwahlkandidaten auch ohne diese in sein sechzigstes Lebensjahr fallende berühmteste Entdeckung einen dauerhaften Platz in der Erforschung der Radioaktivität gesichert hätten. Und bemerkenswerterweise wird an zwei Stellen des Wahlvorschlages dezidiert auf die gemeinschaftliche Arbeit Otto Hahns mit Lise Meitner bereits in dieser Phase verwiesen. Hahn wurde 1924 ordentliches Akademiemitglied, Frau Meitner im gleichen Jahr mit der Leibniz-Medaille der Akademie in Silber bedacht, aber erst ein Vierteljahrhundert später, im Jahre 1949, nun schon durch die Deutsche Akademie der Wissenschaften, zum korrespondierenden Mitglied gewählt – die erste Wissenschaftlerin als Mitglied in der Geschichte der Berliner Akademie![3]

Lassen Sie mich den Bogen in die Gegenwart und zur Thematik des heutigen Kolloquiums mit der Feststellung schlagen, daß 1969, also abermals zwan-

1 Zitiert nach: Geschichte der deutschen Arbeiterbewegung, Bd. 8, Dietz Verlag, Berlin 1966, Dokument 14, S. 468-469.

2 Kirsten, C., Körber, H.-G. (Bearb.): Physiker über Physiker. Berlin 1975, S. 238-239.

3 L. Meitner war die erste Wissenschaftlerin, nicht aber die erste Frau unter den Akademiemitgliedern: So wurde der Zarin Katharina II. 1767 die Ehrenmitgliedschaft und 1768 auf Befehl (!) Friedrichs II. die wirkliche Mitgliedschaft verliehen. Vgl. Harnack, A.: Geschichte der Königlich Preußischen Akademie der Wissenschaften zu Berlin. Erster Bd., erste Hälfte, Berlin 1900, 369-370.

zig Jahre danach, Liselott Herforth, wohl eine der ersten, wenn nicht die erste Rektorin einer Technischen Universität, ordentliches Mitglied der DAW wurde. Frau Herforth, Mitglied der Leibniz-Sozietät, hat unlängst, am 13. September 2006, hochbetagt ihr 90. Lebensjahr vollendet.

Als Redner oder Zuhörer unserer heutigen Veranstaltung weilen ehemalige Leiter und Mitarbeiter von Akademieeinrichtungen, wie der Zentralinstitute für Elektronenphysik in Berlin, für Isotopen- und Strahlenforschung in Leipzig, für Hochenergiephysik in Zeuthen und besonders für Kernforschung in Rossendorf unter uns; das letztgenannte Zentralinstitut wurde 1963 der DAW zugeordnet.[4] Wir ehren mit dem Kolloquium auch das Andenken solcher Akademiemitglieder, wie des Nobelpreisträgers Gustav Hertz, des bereits erwähnten Max Steenbeck oder eines Klaus Fuchs, nach dessen 90. Geburtstag die Leibniz-Sozietät und die Gesellschaft für Kybernetik im „Berliner November" 2003 ein Kolloquium „Ethik in der Wissenschaft – die Verantwortung der Wissenschaftler – zum Gedenken an Klaus Fuchs" veranstaltet hat; die Materialien dieser Tagung werden demnächst in den Abhandlungen der Leibniz-Sozietät publiziert.

Bereits 1996, im dritten Jahr ihres Wirkens als privatrechtlicher Verein, hat sich die Leibniz-Sozietät mit der Veranstaltung „Radioaktivität von Becquerel bis Tschernobyl; Fortschritte – Risiken – Fehlbeurteilungen" zu Wort gemeldet.[5] Am Beginn der Vortrags- und Publikationstätigkeit der Sozietät hatten Fragen des globalen Wandels – Risiken, Ressourcen, Chancen[6] – und Evolution, Mensch, Technik[7] gestanden, die eng mit der Nutzung der Kernenergie verbunden sind. In besonderem Maße gilt dies für die sichere Versorgung der Menschheit mit Energie und Rohstoffen, die in jüngster Zeit in mehreren Veranstaltungen eines ad-hoc-Arbeitskreises der Sozietät diskutiert und in einem Abschlußbericht zusammenfassend erörtert wurde.[8] – Das auf Initiative der Leibniz-Sozietät gegründete und mit ihr durch Kooperationsvertrag verbundene Leibniz-Institut für interdisziplinäre Studien (LIFIS) hat sich in zwei Konferenzen mit dem „Solarzeitalter – Vision und Realität"[9] (2003) und im Jahre 2006 mit der „Stoffproduktion im Solarzeitalter"[10] beschäftigt.

Entsprechend dem pluralistischen Charakter der Leibniz-Sozietät gehen da-

4 Scheler, W.: Von der Deutschen Akademie der Wissenschaften zu Berlin zur Akademie der Wissenschaften der DDR. Berlin 2000, 401-411, insbesondere S. 405-406
5 Sitz. Ber. d. Leibniz-Soz., Bd. 16, Heft 1, Bd. 17, Heft 2, 1997.
6 Sitz. Ber. d. Leibniz-Soz., Bd. 1, Heft 1/2, 1994.
7 Sitz. Ber. d. Leibniz-Soz., Bd. 2, Heft 1/2, 1995.
8 Sitz. Ber. d. Leibniz-Soz., Bd. 82, 2005.
9 Abhandlungen d. Leibniz-Soz., Bd. 13, 2004
10 CD anzufordern bei gert.wangermann@t-online.de

bei die Meinungen unter unseren Mitgliedern und Diskussionsteilnehmern in wichtigen Fragen durchaus auseinander, wie ein Blick auf die Wortmeldungen zu Thesen über die ökologische Transformation zeigt.[11] Erwarten Sie daher keine einheitliche Meinungsäußerung der Sozietät zu den heiß umstrittenen Fragen der Priorität und des weiteren zeitlichen Ablaufs in der Nutzung konventioneller, nuklearer und regenerierbarer Energiequellen!

Wie Sie sehen, versteht sich die Leibniz-Sozietät, aus der Gelehrtensozietät der Akademie der Wissenschaften der DDR hervorgegangen, aber seither durch alljährliche Zuwahlen kräftig erweitert, erneuert und damit verändert, keineswegs als Traditionsverein, sondern als eine Gelehrtengesellschaft, die sich in der Arbeit ihrer Mitglieder den wissenschaftlichen Herausforderungen unserer Tage stellt. Lassen Sie mich die Gelegenheit nutzen, Sie auf unsere allmonatlichen Klassen- und Plenarsitzungen sowie auf weitere Veranstaltungen aufmerksam zu machen, die Sie auf unserer Homepage www.leibniz-sozietaet.de angekündigt finden, und Sie zur Teilnahme herzlich einzuladen. Alle unsere wissenschaftlichen Veranstaltungen sind öffentlich – meines Wissens bisher ein Novum unter den deutschen Wissenschaftsakademien!

Auch unser heutiges gemeinsames Kolloquium ist unbeschadet seines jubiläumsbedingt historischen Aspektes keineswegs rückwärts gewandt, wie die Programmfolge mit mehreren Beiträgen auch aus dem Schülerkreis der anwesenden Zeitzeugen eines halben Jahrhunderts erlebter Wissenschafts- und Technikgeschichte ausweist. Vielleicht werden auch kontroverse Standpunkte zur Sprache kommen. Einmütigkeit aber werden wir wohl in bezug auf Aussagen finden, die, ebenfalls vor mehr als einem halben Jahrhundert, am 15. Juli 1955, von Nobelpreisträgern in Mainau am Bodensee formuliert, heute noch – oder wieder? – von bestürzender Aktualität sind: Die Unterzeichner, „Naturforscher aus verschiedenen Ländern, verschiedener Rasse, verschiedenen Glaubens, verschiedener politischer Überzeugung“, warnten eindringlich vor dem Einsatz der damaligen tödlichen Waffen. Sie mahnten aber auch: „So ruft eine Nation, die sich auf einen totalen Krieg einläßt, ihren eigenen Untergang herbei und gefährdet die ganze Welt ... Alle Nationen müssen zu der Entscheidung kommen, freiwillig auf die Gewalt als letztes Mittel der Politik zu verzichten. Sind sie dazu nicht bereit, so werden sie aufhören zu existieren.“[12]

---

11 Sitz. Ber. d. Leibniz-Soz., Bd. 68, 2004, S. 161-180; Bd. 80, 2005, S. 166-169.
12 Zitiert nach F. Herneck: Bahnbrecher des Atomzeitalters. Berlin 1965, S. 7-8.

Sitzungsberichte der Leibniz-Sozietät *89(2007), 11–18*

Karl Lanius

Erinnerungen an den Beginn

Im Zweiten Weltkrieg begann eine neue Qualität in der Verflechtung von Wissenschaft, Technik und Produktion. Die Wissenschaft selbst wurde zur Quelle eines neuen Industriezweigs, der Kerntechnik. Der staatlich gesteuerte Einsatz von Geld und Potentialen erreichte eine bis dahin unbekannte Größenordnung. Von den rund zwei Milliarden Dollar, die der amerikanische Staat zur Entwicklung der ersten drei Atombomben aufwendete, floß der größte Teil in Industrieunternehmen wie den heute weltgrößten Chemiekonzern Du Pont. Er errichtete in Hanford die drei Reaktoren zur Plutoniumproduktion und die vier chemischen Trennanlagen.

Der Abwurf der ersten beiden Atombomben auf Hiroshima und Nagasaki im August 1945 markiert den Beginn einer neuen Epoche in der Geschichte der Menschheit (Einstein).

Der Leiter des Manhattan Projekts, General Grove, glaubte, wie zahlreiche weitere Militärs, daß die Sowjetunion 20 Jahre benötige, um den technologischen Vorsprung der USA einzuholen; sie brauchte vier Jahre. Ihre erste Atombombe detonierte 1949, der Kalte Krieg war in vollem Gange und mit ihm ein internationales atomares Wettrüsten. Bereits 1951 gelang es nahezu gleichzeitig den Vereinigten Staaten und der Sowjetunion, die Wasserstoffbombe zu bauen, eine Waffe zur Ausrottung der Menschheit.

In seiner Autobiographie schreibt Victor Weisskopf, einer der Emigranten, der an verantwortlicher Stelle an Entwicklung und Bau der ersten Atombombe in Los Alamos teilgenommen hatte: „Wir waren stolz auf unsere Leistung, dennoch belastete uns die Erkenntnis, daß wir die Verantwortung trugen für die Herstellung der vernichtendsten Waffe, die je ersonnen wurde. Wir lebten mit dem Bewußtsein, daß unsere Arbeit den Tod von mehreren hunderttausend Menschen unter grauenhaften Umständen herbeigeführt hatte – in der gewaltigen Hitze verbrannt und durch Radioaktivität getötet oder verstümmelt.

Wir hatten den erhofften Frieden errungen. Doch mit dem Sieg der Alliierten und dem Ende des Krieges kam eine Reihe von Widersprüchen und moralischen Konflikten, für deren Überwindung manche von uns viele Jahre brauch-

ten … Gleichzeitig waren wir berühmt geworden. Nachdem wir so lange in Isolation und unter strikter Geheimhaltung gearbeitet hatten, waren wir plötzlich gefragt für Vorträge, Interviews, Empfänge und Feiern. Die Öffentlichkeit betrachtete uns als Helden, weil wir den Krieg gegen Japan zu Ende gebracht und Millionen von Menschenleben gerettet hatten, und verlangte, uns über unsere Erfahrungen in Los Alamos zu hören und Artikel über unsere Leistungen zu lesen. Vielleicht verdienten wir die Anerkennung, aber wir können niemals wissen, was geschehen wäre, wenn es keine Bombe gegeben hätte ... Fest steht, daß man in der unmittelbaren Nachkriegszeit den ehemaligen Mitarbeitern in Los Alamos das Verdienst zusprach, das Ende des Konflikts beschleunigt zu haben.

Das führte zu einem bedeutsamen Wandel im Verhalten der Öffentlichkeit gegenüber der Wissenschaft im allgemeinen und der Physik im besonderen. Da Physik und Physiker durch die Entwicklung der Bombe und die Erfindung von Radar ihr Teil dazu beigetragen hatten, den Krieg zu gewinnen, erkannte man, daß die Wissenschaft größeren Einfluß auf das Leben der Menschen ausübte, als Laien realisiert hatten. Plötzlich wurde das Bild vom besessenen Gelehrten, vielleicht sogar leicht Verrückten, der sich in seinem Elfenbeinturm mit geheimnisvollen Experimenten abgab, Sache der Literatur und Science-fiction. Wissenschaftliche Großtaten hatten sich im allgemeinen Bewußtsein verankert, und wir wurden auserkoren, unsere Geschichte einer Öffentlichkeit zu erzählen, deren Phantasien durch unsere Leistungen entfacht worden war.“[1]

Anfang der fünfziger Jahre begannen viele Kernphysiker, „ihr Augenmerk auf die friedliche Nutzung der Kernenergie zu richten. Wir waren überzeugt, daß Kernreaktoren zu einer billigen, praktisch unerschöpflichen Energiequelle werden könnten, insbesondere für die unterentwickelten Gebiete der Welt. Diese Vision motivierte uns, die Nutzung des Atoms zur Energieerzeugung als Weg in eine glücklichere, friedlichere Zukunft zu propagieren. Doch die Zeit lehrte, daß wir auch in diesem Punkt allzu optimistisch waren. Wir sahen nicht voraus, daß die Kernkraft sich als fast ebenso kostspielig erweisen würde wie die konventionelle Energieerzeugung, und die durch Funktionsfehler in Kernreaktoren drohenden Gefahren hatte man noch nicht erkannt. Auch über das Problem der Atommüllbeseitigung hatten wir kaum gesprochen.

Ich bin dennoch der Meinung, daß die Erzeugung von Kernenergie notwendig werden wird, weil bei Verfeuerung fossiler Brennstoffe die Luft durch Kohlendioxyd verschmutzt wird, was durch den sogenannten Treibhauseffekt zum Ansteigen der Erdtemperatur führen kann. Die öffentliche Meinung hat sich nach den Reaktorunfällen in Three Mile Island und Tschernobyl gegen die Kernkraft gekehrt. Kernkraftwerke benötigen bis ins letzte ausgefeilte

Sicherheitssysteme, die der Bevölkerung Schutz gegen Unfälle bieten, aber ich bin nach wie vor davon überzeugt, daß verläßliche Sicherheitssysteme machbar sind und daß sie in nicht allzu ferner Zukunft eine größere Rolle spielen.“[2]

Die USA sahen in einer friedlichen Anwendung der Kernenergie eine Art „Gegengift“ (antidote) gegen ihre andauernde atomare Aufrüstung. Ausgangspunkt dieser neuen Linie wurde eine Rede des amerikanischen Präsidenten Eisenhower im Dezember 1953 vor dem Plenum der Vereinten Nationen. Ein wichtiger Punkt des vorgetragenen Programms war die Einrichtung der Internationalen Atomenergiebehörde der UNO.

Die Sowjetunion unternahm ihrerseits Schritte zur friedlichen Anwendung der Kernenergie. Im Januar 1955 unterbreitete sie ein Angebot „Über Hilfeleistungen für andere Länder bei der Schaffung wissenschaftlich-technischer Zentren der Kernphysik“.

Im August 1955 fand in Genf die „Erste Internationale Konferenz über die friedliche Anwendung der Atomenergie“ statt. Als Mitglied der UNESCO war die Bundesrepublik durch eine Regierungsdelegation einschließlich zahlreicher Berater und Beobachter vertreten. Die DDR durfte lediglich zwei inoffizielle Teilnehmer entsenden: Heinz Barwich und Wilhelm Macke.

Welch große Bedeutung die Kernphysik und die aus ihr hervorgegangene Hochenergiephysik weltweit genoß, fand auch in der Verleihung der Physiknobelpreise seinen Ausdruck. In den 20 Jahren zwischen 1946 und 1965 gingen 13 der Auszeichnungen an theoretische und experimentelle Physiker dieser Arbeitsgebiete.

Soviel zum internationalen Rahmen, in den sich die Entwicklung in der DDR einordnete.

Ich betrachte es als unzulässig, die Geschichte der DDR vom Ende her zu deuten. Nach dem Kollaps des Realsozialismus wurde diese Art der Geschichtsbetrachtung zur Regel. Als Zeitzeuge möchte ich auf den Neubeginn nach Kriegsende zurückgehen.

Nach Wiedereröffnung der Universitäten im Jahre 1946 strömten tausende junge Menschen, die auf die eine oder andere Art den Zweiten Weltkrieg überlebt hatten, in die Hochschulen. Trotz Hunger, Kälte und fehlendem Lehrmaterial wurde intensiv studiert. Die überwiegende Mehrzahl der Studenten sah im Kriegsende eine deutsche Niederlage. Nur eine Minderheit empfand den Sieg der Alliierten als Befreiung. Die wenigen, die so fühlten und in der Regel neben dem Studium gesellschaftlich aktiv handelten, betrachteten ihr Wirken als gleichgerichtet mit den Wünschen und Hoffnungen auf ein besseres und neu strukturiertes Deutschland. *„Demokratisch und antifaschistisch. Das war eine*

Denkwirklichkeit, nicht bloß eine Vokabel. Man lebte und arbeitete mit den Erfahrungen dessen, was man als Drittes Reich hatte kennenlernen müssen ... Das Wort Antifaschismus ... meinte eine Realität, die viele in diesem neuen Staat kannten und herbeiwünschten.“[3]

Eine der Konsequenzen des Kalten Krieges war die gesellschaftspolitische Polarisierung von Lehrkörper und Studenten. In Berlin fand sie in der Spaltung der Humboldt-Universität und der Neugründung der Freien Universität ihren Ausdruck.

Ich begann 1946 an der TU Berlin zu studieren. Nach dem Vordiplom wechselte ich 1949 zur Humboldt-Universität. Von den Absolventen, die Anfang der fünfziger Jahre dort ihr Studium abschlossen, blieben nur wenige in der DDR.

Durch das Kontrollratsgesetz Nr. 25 vom Frühjahr 1946 war den Deutschen in Ost und West ein Arbeiten auf dem Gebiet der Kernphysik untersagt. In der DDR kam hinzu, daß nahezu alle Wissenschaftler, die eine Ausbildung in Kernphysik vermitteln konnten, soweit sie nicht bereits vor Kriegsende in den Westen abgewandert waren – als „Spezialisten“ von 1946 bis 1955 in der Sowjetunion lebten und arbeiteten.*

Sicher galt auch in der Bundesrepublik das Kontrollratsgesetz, aber die maßgebenden Wissenschaftler des deutschen „Uranprojekts“ standen frühzeitig für die Ausbildung einer neuen Generation von Kernphysikern zur Verfügung.

Ende 1949 begannen in der DDR erste Überlegungen über die Durchführung wissenschaftlicher Arbeiten auf den Gebieten der Atomenergie und der Anwendung radioaktiver Isotope. Die Physiker Robert Rompe und Hans Wittbrodt erarbeiteten ein Exposé für die Regierung der DDR. Es empfahl im Rahmen der Akademie der Wissenschaften in Berlin-Buch eine Hochspannungsanlage zur Erzeugung von radioaktiven Isotopen für medizinische Zwecke zu errichten und in Miersdorf (Zeuthen), dem ehemaligen Institut für Kernphysik der Reichspost, ein Institut einzurichten, in dem die Voraussetzungen für kernphysikalische Arbeiten geschaffen werden sollten.[4]

Zur gleichen Zeit veranlaßte Rompe im II. Physikalischen Institut der HU zwei Diplomarbeiten über ein zu dieser Zeit sehr erfolgreiches Nachweisinstrument der Kern- und Hochenergiephysik – der Kernemulsion. 1950 erhielt C.F. Powell den Physik-Nobelpreis für seine Arbeiten zur Kernemulsion und die Entdeckung der Mesonen. Die beiden Diplomanden waren Irene Hauser und

---

* Darunter Manfred von Ardenne, Gustav Hertz, Heinz Pose, Nikolaus Riehl, Max Steenbeck, Peter-Adolf Thiessen und Max Volmer. Hinzu kamen Heinz Barwich, Fritz Bernhardt, Hans-Joachim Born, Werner Hartmann, Justus Mühlenpfordt, Gustav Richter und Josef Schintlmeister, Wissenschaftler, die während der Aufbauphase in der DDR in unterschiedlichen Funktionen mitarbeiteten.

Karl Lanius. Sie wurden von Ernst Nieckisch betreut. Nach Abschluß der Arbeiten wandte sich Niekisch wieder seinem vorherigen Arbeitsgebiet, der Halbleiterphysik zu.

Im Oktober 1950 billigte die Klasse für Mathematik und allgemeine Naturwissenschaften der Berliner Akademie die Gründung des „Instituts X“ für Atom- und Kernphysik in Miersdorf. Im August 1951 begannen dort die Bauarbeiten zur Wiederherstellung von fünf physikalischen Laborräumen, einer Behelfswerkstatt und der Umbau der vorhandenen Hochspannungshalle.

Neben der nach wie vor offenen Frage nach einem geeigneten Leiter bestand das große Problem, geeignete Mitarbeiter zu finden. Dazu schrieb Dr. Otterbein, der in der Leitung der Akademie für den Aufbau in Miersdorf verantwortlich war: „Die Besetzung der Stellen hängt davon ab, daß die notwendigen wissenschaftlichen Hilfskräfte gewonnen werden können, was bei dem Mangel an geeigneten und eingearbeiteten Wissenschaftlern in der DDR längere Zeit in Anspruch nehmen wird und unter Umständen erst durch die Heranbildung des Nachwuchses möglich wird.“[5]

Die ersten von Otterbein als wissenschaftliche Hilfskräfte eingestellten Nachwuchsphysiker waren die Diplomphysiker Manfred Wagner (Nov. 1951), Siegfried Göring (Febr. 1952) und die Rompeschüler Karl Lanius (Sept. 1952), Irene Hauser (1953) und Karl Alexander als Aspirant. Später folgten Dr. Michael von der Schulenburg als kommissarischer Institutsleiter und Dr. Otto Baier, der bereits während des Krieges in Miersdorf gearbeitet hatte. Ende 1952 verfügte das Institut über fünf Wissenschaftler, Ende 1953 waren es zehn. Damit lag der Anteil der Wissenschaftler unter allen Institutsmitarbeitern weit unter dem aller anderen naturwissenschaftlichen Akademieinstitute.

In Miersdorf konzentrierten sich die Arbeiten zunächst auf den Nachweis von Elementarteilchen der Höhenstrahlung mit Kernemulsionen. Ergänzt wurden sie durch Arbeiten zum Bau von Nebelkammern und Zählrohren. Für die weitere Entwicklung der Kernphysik war entscheidend, daß junge Diplomanden und Absolventen, die Mitglieder der SED waren und sich um einen Arbeitsplatz in einem der Akademieinstitute bemühten, von der überwiegenden Mehrzahl der Institute abgewiesen wurden. In Miersdorf waren sie willkommen.

Hochschulforschung, die sich der Kernphysik zuordnen ließ, beschränkte sich bis 1955 auf Jena (Alfred Eckert), Halle (Wilhelm Messerschmidt) und Rostock (Paul Kunze).*

Im Juli 1954, eine Woche nachdem die Prawda über das erste zivile Kernkraftwerk in der Sowjetunion berichtet hatte, lud Walter Zöllner, seinerzeit Mit-

---

* Erst nach der Freigabe der Kernphysik als Arbeitsgebiet in Deutschland (1955) wurden auch in der DDR nennenswerte kernphysikalische Arbeiten durchgeführt.

arbeiter der ZK-Abteilung für Wissenschaft und Forschung, Lanius, Rompe und Wittbrodt zu einem Gespräch ein. Dabei ging es um strategische Überlegungen zur Entwicklung der Kernphysik in der DDR nach dem Wegfall der Restriktionen des Kontrollratsgesetzes 25.

Am 17. Januar 1955 beschloß die Regierung der Sowjetunion die Unterstützung der Volksdemokratien bei der Schaffung von Zentren der Atomforschung. Das Präsidium der Berliner Akademie begrüßte den Regierungsbeschluß und bot wissenschaftliche und technische Hilfe beim Aufbau eines kernphysikalischen Zentrums an.

Am 28. April wurde in Moskau ein Abkommen zwischen der UdSSR und der DDR unterzeichnet. Es sah die Projektierung und Lieferung eines Forschungsreaktors von 2 MW und eines Zyklotrons für Alphateilchen mit einer Energie von 25 MeV vor. Ergänzt wurden die Lieferungen durch technische und wissenschaftliche Hilfe beim Aufbau, Montage und Inbetriebnahme von Reaktor und Zyklotron sowie die Übergabe wissenschaftlicher und technischer Unterlagen. Deutsche Fachkräfte wurden zur Ausbildung in die Sowjetunion eingeladen.

Ein weiterer wichtiger Schritt zum Aufbau der Kernforschung in der DDR war die Rückkehr der Spezialisten aus der Sowjetunion. Bereits im September 1954 war Gustav Hertz zurückgekehrt. Er übernahm wenig später die Leitung des physikalischen Instituts der Leipziger Universität. Im April 1955 kamen die meisten Kernphysiker zurück.

Bereits vor der Rückkehr der Spezialisten wurde durch Rompe eine Gruppe junger Wissenschaftler gebildet, die sich mit der Projektierung eines kernphysikalischen Zentrums beschäftigen sollte. Zur Gruppe zählten die Miersdorfer Karl Alexander, Christian Keck, Karl Lanius und Jürgen Wolf. Hinzu kamen Helmut Abel aus der HU-Berlin und nach seiner Rückkehr Heinz Barwich.

In den Unterlagen von Alexander fand sich eine Ausarbeitung von ihm und Lanius über die Struktur des Zentralinstituts vom 7. Mai. 1955. Die (nebenstehende) Kopie einer Seite des Materials zeigt unsere ersten Vorstellungen von der Struktur des Zentralinstitus.

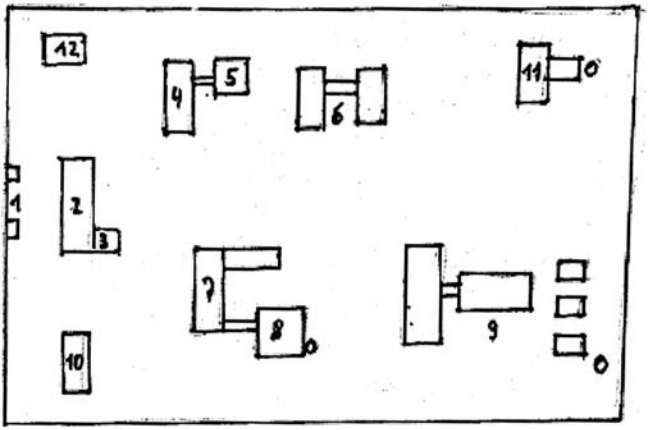
Nachdem wir durch Barwich die Unterlagen der Genfer Konferenz vom August 1955 erhalten hatten, erarbeitete die Gruppe während einer Klausurtagung auf Hiddensee einen detaillierten Plan des Rossendorfer Instituts. Es sah die bekannten Bereiche des Instituts vor, wie sie auch realisiert wurden. Angedacht wurde auch die eigenständige Entwicklung eines Reaktors.

Auf den Namen „Zentralinstitut für Kernphysik“ einigten sich Barwich, Lanius und Rompe und Karl Rambusch, der Leiter des neu gegründeten Amtes für Kernforschung am 13.September 1955.

Schematischer Lageplan

Allgemeine Gesichtspunkte

Da Westwinde vorherrschen, sollte das Institutsgelände ostwärts von Wohngebieten liegen. Auf dem Gelände selbst muß die radiochemische Abteilung an den Ostrand placiert werden. Auch die Heizungsanlage wird wegen der Rauchentwicklung zweckmäßig an den Ostrand verlegt. Da das Wohngebiet auf der Westseite liegen soll, ist dort der Haupteingang vorzusehen. Am Haupteingang soll sich das Verwaltungsgebäude befinden. Die Zentralen Werkstätten werden zweckmäßig in die Nähe des Gebäudekomplexes der Abteilung für allgemeine Kernphysik gelegt. Die einzelnen Objekte sind durch Betonstraßen zu verbinden, die einer Belastung durch schwere Spezialfahrzeuge gewachsen sind.



1. Haupteingang, 2. Verwaltungsgebäude, 3. Garagen, 4. Allg. Kernphysik, 5. Beschleuniger, 6. Zentrale Werkstätten und Lager, 7. Reaktorphysik u. Kernphysik, 8. Reaktorstation, 9. Radiochemie, 10. Biologie u. Medizin, 11. Heizwerk, 12. Elektrostation

Der Aufbau des ZFK wurde mit der Inbetriebnahme des Reaktors (Dez. 1957) und des Zyklotrons (Aug. 1958) abgeschlossen. Bereits Ende 1956 arbeiteten im ZfK 193 Mitarbeiter, darunter 63 Wissenschaftler und Ingenieure. Von den Mitgliedern der Initiativgruppe gingen Abel, Alexander, Barwich und Keck nach Rossendorf. Lanius und Wolf blieben in Zeuthen.

Nach dem sachlichen Bericht über den Beginn der Kernphysik in der DDR einige persönliche Anmerkungen über eine ungewöhnliche Zeit. Ungewöhnlich, da es weder aus heutiger Sicht noch aus der späterer DDR-Jahre denkbar

gewesen wäre, daß eine kleine Gruppe junger Wissenschaftler ein Objekt wie das ZfK planen konnte. Die Kernphysik war erst seit wenigen Jahren unser Arbeitsgebiet, in das uns unsere Lehrer in der Hoffnung entließen, daß unsere Ausbildung in physikalischem Denken und Arbeiten ausreichen würde, um auch in der DDR das reiche Gebiet der Kernphysik in eigener Initiative zu erschließen.

Ungewöhnlich – aus heutiger Sicht – war auch unsere Ausbildung. Zwischen Schülern und Lehrern bestand in Berlin sowohl in der Theorie (Möglich) als auch im Experiment (Rompe) ein enges, forderndes, aber auch förderndes Verhältnis. Wir wurden noch in der seit Jahrhunderten währenden Tradition ausgebildet, in der „der Schüler zu Füßen des Meisters“ ein Gefühl für die Wissenschaft, für die Art ihrer experimentellen und theoretischen Beweisführung erlernte.

Was uns unsere Lehrer in Seminaren, Colloquien, Problemdiskussionen und in persönlichen Gesprächen vermittelten, war physikalisches Denken und Arbeiten; nichts als gegeben hinzunehmen, sondern so lange in Frage zu stellen, bis eine Problemlösung durch die internationale Gemeinschaft der Wissenschaftler akzeptiert worden war.

1956, anläßlich der feierlichen Übergabe der Promotionsurkunde durch den Dekan der mathematisch-naturwissenschaftlichen Fakultät der HU verpflichtete er uns auf die Wahrheit, die Max Planck mit folgenden Worten charakterisierte: „Die edelste unter den sittlichen Blüten der Wissenschaft und zugleich ihre eigentlichste ist ohne Zweifel die Wahrhaftigkeit, die durch das Bewußtsein der persönlichen Verantwortung hindurch zur ineren Freiheit führt.“[6]

Nach der Wende begann ich den Wahrheitsbegriff auch auf Probleme außerhalb der Physik anzuwenden. Ich hinterfragte die „unumstößlichen“ gesellschaftlichen Wahrheiten, mit denen wir groß geworden waren und unser gegenwärtiges gesellschaftliches Sein, in dem uns gebetmühlenartig vermittelt wird, daß es keine Alternativen gibt. *Sie gibt es!* Aber das ist ein anderes Thema.

---

1 Weisskopf, V. Mein Leben. Bern, München Wien 1991, S. 183ff.
2 ebenda, S. 193ff.
3 Meyer, H. Der Turm von Babel. Frankfurt a.M. 1991, S. 16.
4 Diese und die folgenden Angaben über den Beginn der Kernphysik in der DDR sind dem Buch entnommen: Stange, T. Institut X. Stuttgart Leipzig Wiesbaden 2001.
5 Stange, T., a.a.O., S. 66.
6 Planck, M. Wege zur physikalischen Erkenntnis. Leipzig 1944, S. 52.

Sitzungsberichte der Leibniz-Sozietät *89(2007), 19–38*

Dieter Seeliger

Internationale Zusammenarbeit zu den kernphysikalischen Grundlagen und Perspektiven der friedlichen Nutzung der Kernenergie

Einleitung

Wenn wir heute auf fünfzig Jahre Forschung zur friedlichen Nutzung der Kernenergie zurückblicken, so bietet sich uns eine in ihren Einzelheiten fast unüberschaubare, vielfältige Landschaft mit Höhen und Tiefen, mit Phasen der Euphorie und der Ernüchterung, eine Entwicklung, die Kontinuität und Diskontinuität zugleich beinhaltet.

Ziel dieses Beitrages ist es, hier zwei Mosaiksteinchen dieses sehr komplexen Bildes etwas näher zu beleuchten und in Erinnerung zu bringen: Die Internationalität dieser Entwicklung und die Kontinuität, mit der bestimmte, tragende Ideen der Kernenergetik über Jahrzehnte hinweg verfolgt und schrittweise realisiert werden. Dies soll illustriert werden mit einigen Beispielen aus der Entwicklung und Arbeit an der Universität in Dresden in den sechziger bis achtziger Jahren, speziell anhand der damaligen Forschungsarbeiten für die künftige Energiegewinnung aus der Kernfusion.

Zur Historie

Spricht man über die Internationalität der Kernphysik in der ehemaligen DDR, so kommt man zwangsläufig auf das Vereinigte Institut für Kernforschung (VIK) in Dubna zu sprechen, das am 26.03.1956, also exakt vor 50 Jahren, gegründet wurde. Sein Ziel bestand vorrangig darin, auch kleineren Ländern Osteuropas den Zugang zur modernen Kernforschung für friedliche Zwecke mit entsprechender Geräteausstattung zu ermöglichen. Das VIK wurde für unsere Generation von Kernphysikern zur Ausbildungs- und Arbeitsstätte, es spielte die Rolle einer ‚wissenschaftlichen Nährmutter' für zahlreiche Forscherteams an den Hochschulen und Forschungszentren der Länder. Zunehmend nahm das VIK bereits zu Zeiten des Kalten Krieges auch eine Führungsrolle im wissenschaftlichen Ost-West-Austausch auf solchen Gebieten ein, wie der Hoch-

energie-, Schwerionen- oder Neutronenphysik. Wir können heute erfreut feststellen, dass das VIK Dubna die schwierigen Umbruchzeiten der neunziger Jahre überlebt hat und sogar noch auf derzeit 18 Mitgliedsländer zahlenmäßig anwachsen konnte. Die Zahl der Laboratorien ist auf acht gestiegen: Theoretische Physik, Neutronenphysik, Kernreaktionen, Kernprobleme, Hohe Energien, Teilchenphysik, Informationstechnologie und Strahlungsbiologie. Zum Stichwort Kontinuität kann man für Dubna das Beispiel der superschweren Kerne anführen: Wir erinnern uns daran, wie in den siebziger Jahren der internationale Wettlauf nach den Stabilitätsinseln der Superschweren, in Dubna unter Leitung von G.N. Fleurow, begann. Verfolgt man die heutigen Neuigkeiten aus der Wissenschaft, so findet sich das VIK im Verein mit den führenden Instituten in Berkeley und Darmstadt weiter an der vorderen Front dieses Gebietes. Inzwischen geht es dabei allerdings bereits um Elemente mit den Ordnungszahlen 118 und 120!

Kommen wir zu einem weiteren bedeutsamen Ereignis: Am 29.07.1957 erfolgte die Gründung der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEA) als einer Spezialorganisation der UNO. Ihr Ziel bestand und besteht darin, weltweit die friedliche Nutzung der Kernenergie in den Mitgliedsländern zu fördern und deren Missbrauch für militärische Zwecke entgegen zu wirken. Der Gründung voraus gegangen, nach den Jahren des zügellosen atomaren Wettrüstens zwischen Ost und West, war eine Phase der Besinnung, Verhandlung und des beginnenden Informationsaustauschs – deren Höhepunkte in den Genfer Konferenzen 1954, 1955 und 1958 sichtbar wurden. Bis zum Abschluss des Kernwaffen-Sperrvertrages vergingen allerdings noch weitere Jahre. Danach entwickelte sich die Kontrolle der Einhaltung dieses Vertrages zu einem der wesentlichsten Aufgabengebiete dieser Organisation. Darüber hinaus entfaltete sie aber auch eine sehr breite und fruchtbare internationale Zusammenarbeit auf solchen Gebieten wie der Reaktor- und Kernphysik, der Radiochemie, der Dosimetrie und dem Strahlenschutz, der volkswirtschaftlichen und medizinischen Anwendung von Radioisotopen, der weltweiten Sammlung und dem Austausch von Kerndaten sowie der Hilfe für Entwicklungsländer beim Aufbau entsprechender Infrastrukturen und dem Training von Personal. Die Wissenschaftler und Institutionen in Ostdeutschland blieben allerdings über weit mehr als ein Jahrzehnt von dieser Kooperation abgekoppelt. Erst nach der Aufnahme der DDR als Vollmitglied in der UNO und ihren Spezialorganisationen am 18.09.1973 begann sich diese Situation schrittweise zu verändern. Es dauerte allerdings nochmals Jahre, bis eine Mitarbeit an den verschiedenen Programmen der IAEA für die Fachleute zu annähernd vergleichbaren Bedingungen wie für die Kollegen aus westlichen Ländern möglich wurde. Dennoch hatte diese Kooperation für

uns in der zweiten Hälfte der siebziger und in den achtziger Jahren eine entscheidende Bedeutung als ein Fenster des wissenschaftlichen Ost-West-Austauschs und der gegenseitigen Information – wie in einigen Beispielen noch gezeigt wird.

Kommen wir nun zu einem dritten Ereignis, das sich hier an der Technischen Hochschule, der späteren Technischen Universität Dresden, zu jener Zeit des Aufbruchs abspielte: Am 15.11.1955 erfolgte die Gründung der Fakultät für Kerntechnik mit dem Ziel, die Ausbildung von Fachkräften für die ins Auge gefasste breite Entwicklung der Kernenergetik im Lande abzusichern. Die ersten Studienjahrgänge wurden aus freiwilligen Studenten anderer Hochschulen gebildet, die sich mit Enthusiasmus dem neuen Gebiet zuwandten. Einige von ihnen sind heute hier in dieser Runde anwesend. Die Namen der Hochschullehrer, die den Grundstein dieser Entwicklung legten, sind mit ihren Berufungsgebieten der folgenden Übersicht zu entnehmen. Als einige Jahre später die zunächst weitreichenden Pläne zur Entwicklung der Kernenergetik den Realitäten angepasst werden mussten, wurden die nuklear ausgerichteten Institute den mathematisch-naturwissenschaftlichen und ingenieurtechnischen Fakultäten zugeordnet, wo sie auch nach der Sektionsgründung im Jahr 1968 ihren Fortbestand in den entsprechenden Wissenschaftsbereichen für Kernphysik, Strahlenschutzphysik und Kernenergetik fanden.

Fakultät für Kerntechnik an der TU Dresden

Gründung: 15.11.1955;
Eingliederung in die Fakultät Mathematik und Naturwissenschaft: 1962

Hochschullehrer	**Fachgebiet**
Wilhelm Macke (1920 – 1994)	Theoretische Physik
Heinz Pose (1905 – 1975)	Kernphysik
Lieselott Herforth (geb. 1916)	Angewandte Radioaktivität
Josef Schintlmeister (1908 – 1971)	Kernspektroskopie
Werner Lange (1913 – 1992)	Anwendung radioaktiver Isotope
Paul Kunze (1897 – 1986)	Kernphysik
Werner Hartmann (1912 – 1988)	Kernphysikalische Elektronik

Von den genannten Namen der Hochschullehrer der ersten Stunde möchte ich hier zwei besonders hervorheben, da beide einen entscheidenden Einfluss auf die Entwicklung der Kernwissenschaften an der Alma Mater in den sechziger Jahren genommen haben: Es handelt sich um Heinz Pose und Lieselott Herforth.

Bild 1: Heinz Pose, Foto von 1970

Heinz Pose (Bild 1), dessen einhundertjähriges Geburtsjubiläum Angehörige und Freunde im vergangenen Jahr am 10.04.2005 begingen, gehörte noch der Generation von Kernphysikern der Anfangsjahre in Deutschland an. Bereits 1929 war ihm der erstmalige Nachweis von Resonanzreaktionen gelungen. Im Jahr 1940 folgte der erste Nachweis von Spaltneutronen aus der Spontanspaltung von Uran und Thorium. Nach dem Zweiten Weltkrieg arbeitete er ab 1946 im späteren Physikalisch-Energetischen Institut (PEI) in Obninsk, von wo aus er 1955 an das neu zu gründende VIK Dubna wechselte, in dessen Wissenschaftlichem Rat er noch viele Jahre Mitglied blieb. Ab 1957 übernahm er Lehraufgaben an der TH Dresden und wurde 1959 Dekan der Fakultät für Kerntechnik sowie von 1962 bis 1970 Direktor des Instituts für experimentelle Kernphysik. Unter seiner Leitung begannen erste kernphysikalische Untersuchungen mit Neutronen an diesem Institut. Seinem Wirken fühlt sich die nachfolgende Generation von Kernphysikern bis heute verpflichtet. Er wird auch heute noch vom VIK auf der Namensliste von Wissenschaftlern genannt, die sich um die Gründung des Instituts besondere Verdienste erworben haben.

Lieselott Herforth konnte vor wenigen Tagen ihren 90. Geburtstag begehen, den 13.09.1916. Sie bekleidete ab 1960 die Professur für Angewandte Radioaktivität an der Fakultät für Kerntechnik, übernahm 1962 die Leitung des Instituts und war ab 1965 Rektorin an der TU Dresden. Ihrem Wirken ist der Aufbau einer zweiten kernwissenschaftlichen Forschungsrichtung an der Alma Mater zu verdanken, der Strahlenschutzphysik, die ebenfalls in den folgenden beiden Jahrzehnten Bestand hatte.

Die Entwicklung von Fusionsreaktoren – eine Anforderung auch an die Kernphysik

Eine tragende Säule der Forschungsarbeiten am Wissenschaftsbereich Kernphysik in den siebziger und achtziger Jahren war die Problematik der Kernkonstanten bzw. Kerndaten. Sie ermöglichte es auf quasi ‚natürliche Weise‘, Aspekte der Grundlagenforschung – wie Studien zum Mechanismus von Kern-

reaktionen oder der Kernspaltung – zu verbinden mit der von außen gestellten Forderung nach praktischer Anwendbarkeit der Forschungsarbeiten. Ab Mitte der siebziger Jahre übernahm der Hochschulbereich Kernphysik die inhaltliche Koordinierung aller einschlägigen Aktivitäten in der DDR, wobei sich eine fruchtbare Zusammenarbeit mit mehreren Akademieinstituten, dem Kombinat Kraftwerksanlagenbau (KKW) und weiteren Einrichtungen ergab. Für diese Arbeitsrichtung war internationale Kooperation lebenswichtig – sie konzentrierte sich zwangsläufig zunächst auf die UdSSR und die mit dieser vereinbarten Kooperationsprojekte, wie den ‚Schnellen Brüter' und den Fusionsreaktor auf Grundlage der Magnethalterung von heißem Plasma. Erst gegen Ende der siebziger Jahre wurde auch die Kooperation mit der IAEA möglich, sie gewann dann in der Folgezeit jedoch schnell immer mehr an Umfang und Bedeutung.

Kerndatenaktivitäten in der DDR

Kooperation: TU Dresden – ZfK Rossendorf – ZfI Leipzig – SAAS Berlin – PEI Obninsk – IAE Moskau – VIK Dubna – IAEA Wien – u.a. / ab 1976

Aufgaben

- Aufbau und Pflege der Bibliothek für Neutronenkerndaten
- Schaffung experimenteller und theoretischer Grundlagen
- Aus- und Weiterbildung von Fachleuten für die Kernenergetik und andere Zweige
- Mitwirkung an internationalen Projekten und Programmen

Ziele

- Deckung des Bedarfs an Kerndaten für die Kernenergetik, den Strahlenschutz und andere nukleare Anwendungen
- Beiträge zu den RGW-Programmen zum Schnellen Brutreaktor und Fusionsreaktor
- Beiträge zu den internationalen Projekten der IAEA

Am Beispiel des Fusionsreaktors auf TOKAMAK-Basis möchte ich den Aspekt der Kontinuität tragender Ideen in der Kernenergetik aufgreifen, zumal dieses Thema auch in unserer Forschungsarbeit über lange Zeit eine bedeutende Rolle spielte. In Erinnerung sind mir noch heute die Vorlesungen des seinerzeit bekannten Plasmaphysikers L. A. Arzimowitsch an der Universität in Moskau, etwa um 1960, als dieser über das neuartige TOKAMAK-Prinzip und

die auf seiner Grundlage am Institut für Atomenergie (IAE, bekannt als Kurtschatov-Institut) gebauten ersten derartigen Plasmaanlagen vortrug. Noch 1970 sagte er: „Es kann kein Zweifel daran bestehen, dass unsere Nachkommen lernen werden, die Fusionsenergie für friedliche Zwecke zu nutzen, noch bevor das notwendig sein wird zur Erhaltung der menschlichen Zivilisation“. Die Realisierung eines ersten Fusionsreaktors in zwanzig bis dreißig Jahren schien damals durchaus machbar.

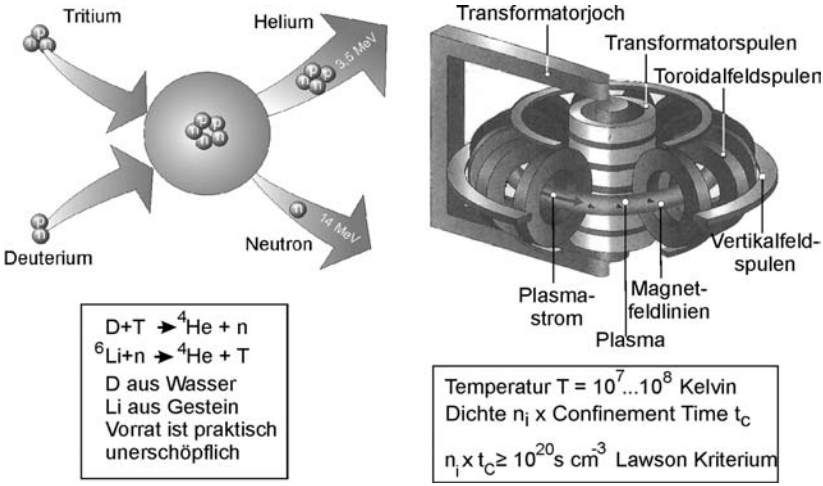


Bild 2: Schematische Darstellung des TOKAMAK – Prinzips

Das Grundprinzip des TOKAMAK ist weithin bekannt und kann, stark vereinfacht, wie folgt beschrieben werden (s. Bild 2): Das heiße Plasma ist in einem toroidalen Magnetfeld eingeschlossen, das wiederum als Sekundärkreis eines gewaltigen Transformators mit zentralem Magnetfeld angeordnet ist. Bei Anstieg des zentralen Magnetflusses durch den Torus werden im Plasma gewaltige Ströme induziert, die das Plasma aufheizen. Das zur Auslösung des DT-Fusionsprozesses erforderliche, 100 bis 200 Millionen °C heiße Plasma (das entspricht 10 bis 20 keV), muss mit ausreichend hoher Ionendichte n_i = 1-5 x 10^{20} m^{-3} über eine ausreichend lange Energieeinschlusszeit t_C > 1 s (confinement time) durch ein geeignetes Magnetfeld zusammen gehalten werden, um eine erforderliche Fusionsrate von Deuterium- und Tritiumionen infolge vielfacher thermischer Stöße zu gewährleisten. Diese Forderung wurde in der Vergangenheit häufig mit dem sogenannten Lawson-Kriterium verknüpft, nach dem n_i x t_C > 10^{20} m^{-3} s sein soll, um aus der Fusion Nettoenergie gewinnen zu können.

Heute ist die Charakterisierung der Qualität des Fusionsplasmas mit dem Dreifachprodukt α aus Temperatur, Dichte und Einschlusszeit üblich, das in den modernsten Plasmaanlagen bereits einen Wert von $\alpha > 10^{21}$ keV m^{-3} s erreicht, während für den Betrieb eines Fusionsreaktors mit Nettoenergieerzeugung ein Wert von 5×10^{21} keV cm^{-3} s angesehen wird. Die tatsächlich erreichten Plasmaparameter haben in den vergangenen Jahrzehnten eine rasante Entwicklung zurückgelegt: Das Bild 3 zeigt auf der rechten Seite eine Graphik aus einer meiner Vorlesungen vor Studenten etwa Mitte der achtziger Jahre. Das mit Reaktorregion D-T markierte Gebiet schien damals mit den modernsten Anlagen wie JET, JT-60, ... bereits nahezu erreicht. Tatsächlich konnte 1991 in der europäischen Anlage JET erstmals das Reaktorregime erreicht werden. Eine aktuelle Darstellung auf der linken Seite des Bildes zeigt, dass die Entwicklung seitdem erheblich weiter fortgeschritten ist und aus dem allgemeinen Trend eine ‚mittlere Verdopplungsrate' des Faktors α von 1,8 Jahren abgeleitet werden kann.

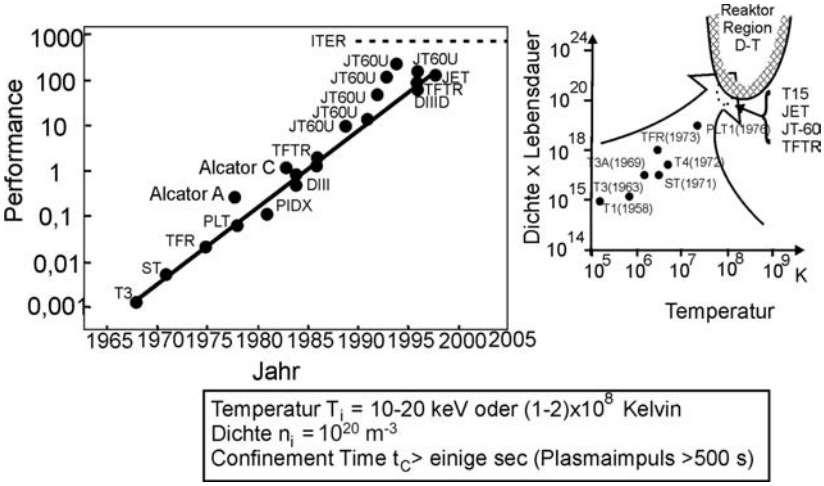


Bild 3: Zeitliche Entwicklung der Plasmaparameter von TOKAMAK-Anlagen und das Zielgebiet für das ITER-Projekt

Um diesen Fortschritt zu ermöglichen, waren umfangreiche Forschungen und innovative Entwicklungen nicht nur auf dem Gebiet der Plasmaphysik, sondern in vielen weiteren Zweigen von Wissenschaft und Technik erforderlich, denn die tatsächlichen Anforderungen waren und sind so extrem und vielseitig, dass die Fusionsforschung zu Recht häufig mit der Weltraumforschung verglichen wird. Nur einige sollen hier kurz und sehr vereinfacht genannt werden: Um die geforderten Plasmatemperaturen zu erreichen, sind – neben der magnetischen

Induktion mittels Magnetfeld – weitere Verfahren der Heizung erforderlich. Entwickelt wurden zu diesem Zweck u.a. Verfahren zur Einstrahlung elektromagnetischer Wellen im Bereich hoher und höchster Frequenzen oder der Einschuss von Neutralteilchenströmen in das Plasma, jeweils mit extremen Leistungsdichten. Die erforderlichen hohen Magnetfelder sind nur auf Basis der Supraleitung sinnvoll erreichbar, wobei die gewaltigen Dimensionen und Induktionskräfte, wie auch ihre Nähe zum heißen Plasma, besondere Herausforderungen an die Konstruktion und Materialentwicklung für die supraleitenden Spulen stellten. Die zu erwartenden Teilchen- und Energieströme durch die erste Wand, die Grenze der Plasmakammer, übertrifft um Größenordnungen die in der Kernenergetik auf Basis der Kernspaltung auftretenden – extreme Materialanforderungen sind die Folge. Ein Hauptproblem war aber das Verhalten des Plasmas selbst unter diesen extremen Bedingungen – seine Instabilitäten, Turbulenzen, der Einfluss von Verunreinigungen aus der Wand usw. Es ist daher nicht verwunderlich, dass in der Anfangsphase der Entwicklung die Aspekte der Plasmaphysik und die technischen Anforderungen aus der Sicht von Plasmaanlagen im Mittelpunkt des Interesses standen, die zudem in der Regel mit natürlichem Wasserstoffgas H_2 betrieben werden konnten.

Erst in der zweiten Hälfte der siebziger Jahre rückten im internationalen Rahmen die Aspekte von Fusionsreaktoren stärker ins Blickfeld und damit auch die zu erwartenden vielfältigen Nuklearprozesse in solchen Anlagen (siehe z.B. „Fusion Reactor Design Concepts“, IAEA Vienna, 1978). Als naheliegendster und zugleich aussichtsreichster Kandidat einer Fusionsreaktion für den Reaktor bot sich die seit langem gut bekannte DT-Reaktion mit sehr hohem Wirkungsquerschnitt bei geringen Energien und einer Energieausbeute von 17,6 MeV an:

$$D + T \longrightarrow {}^{4}He\ (3{,}5\ MeV) + n\ (14{,}1\ MeV) \qquad (1)$$

Als ‚Brennstoff‘ für diesen Prozess steht das Wasserstoffisotop Deuterium im Meerwasser auf der Erde praktisch unbegrenzt zur Verfügung, während Tritium über die Brutprozesse an den Lithiumisotopen im sogenannten Blanket des künftigen Reaktors selbst erzeugt werden soll, um diesen auch unabhängig von einer externen Neutronenquelle betreiben zu können:

$${}^{6}Li + n \longrightarrow {}^{4}He\ (2{,}05\ MeV) + T\ (2{,}73\ MeV) \qquad (2)$$

$${}^{7}Li + n \longrightarrow {}^{4}He + T + n - 2{,}47\ MeV \qquad (3)$$

Mit diesen Brennstoffen wäre der Energievorrat für die Menschheit praktisch unerschöpflich, da sich aus Meerwasser und Gestein Energie erzeugen ließe!

Die Konsequenzen aus dem Übergang von einer reinen Plasmaanlage zum

Fusionsreaktor sind jedoch immens, nur einige davon wollen wir kurz betrachten:

– Im ohnehin engen Raum zwischen erster Wand und Magnetspulen sind nicht nur die Strahlenabschirmung der Magnetkomponenten, sondern auch noch das Blanket für die Tritiumproduktion unterzubringen. Das folgende Schema zeigt den prinzipiellen Schichtaufbau eines Reaktors von der Plasmazone (oben) nach außen (unten), mit den potenziellen Hauptmaterialien, jedoch ohne Berücksichtigung der zahlreichen Durchbrüche durch die Schichten für Zugänge zu Vakuum-, Heiz-, Diagnostik- und Kühlkomponenten.

Prinzip des Schichtaufbaus im TOKAMAK – Reaktor

(von innen nach außen, fett – für ITER favorisiert)

Bauteile / Komponenten	**Materialien**
• Heißes DT – Plasma	• D- und T-Ionen, Verunreinigungen
• erste Wand	• **Be**, Stahl, Nb, Ti, Zr, Mo, C
• Blanket	• **Li-Verbindungen**, Pb, Be
• Reflektor	• C, Pb, Be
• Kühlmittel	• **Wasser**, Pb
• Abschirmung und Struktur	• **Stahl**, W, Pb
• Magnet	• Supraleiter, Cu
• Biologische Abschirmung	• Wasser, Beton, Stahl

– In der Fusionsreaktion wird der überwiegende Teil der freiwerdenden Energie auf das Neutron übertragen, dessen Energie mit 14,1 MeV etwa das Siebenfache der mittleren Energie von Spaltneutronen beträgt. Damit verlassen diese Teilchen nicht nur praktisch ungehindert das Plasma und durchdringen die Wand der Vakuumkammer, sondern dringen sehr tief in die umgebenden Strukturen ein und lösen dort sekundäre Kernreaktionen aus, die wieder zur radioaktiven Aktivierung, Aufheizung, der Bildung von Gasbläschen – über (n, α)-Prozesse – und verschiedensten anderen Strahlenschäden führen. Der Zerfall der induzierten Radionuklide setzt sekundär ebenfalls Wärme frei. Damit ergibt sich ein komplizierter Transferprozess der Strahlungs- und Teilchenenergie aus dem Plasma in Wärme, die für energetische Zwecke genutzt werden kann. Nicht nur die Neutronenenergie ist im Fusionsreaktor viel höher, für gleiche thermische Leistung liegt auch die Zahl der Neutronen vier- bis fünffach über der von Spaltreaktoren – es treten also wesentlich hö-

here Teilchenflüsse auf. Erste Abschätzungen zeigten bald, dass es infolge der hohen Neutronenenergie und der diversen eingesetzten Materialien Hunderte von Kernreaktionen sind, die ablaufen und die für die Konzipierung solcher Reaktoren von Bedeutung sind (siehe z.B. „Nuclear Data for Fusion Reactor Technology“, IAEA-TECDOC-457, Vienna, 1988). Viele Daten dieser Prozesse waren damals nicht oder nur zu ungenau bekannt, um eine optimale und zuverlässige Berechnung des Reaktors zu ermöglichen.

– Schließlich kommt nun beim Reaktorbetrieb ein weiterer Stoffkreislauf hinzu: Die ständige Zufuhr von lithiumhaltigen Materialien in das Blanket und die Extraktion von Tritium aus den beladenen Materialien. Dieser Kreislauf ist noch dazu verbunden mit der Verarbeitung großer Mengen des radioaktiven und schwierig handhabbaren Tritiums – eine weitere große Herausforderung aus der Fusionstechnologie!

Arbeiten zur Fusionsneutronik in den siebziger und achtziger Jahren

Die bis dahin verfügbaren Datenbibliotheken für Neutronen waren vor allem auf die in thermischen Reaktoren relevanten Reaktionen und Energiebereiche bis zu einigen MeV ausgelegt. Mit dem Beginn der Konzipierung von Fusionsreaktoren, aber auch für andere Anwendungen, rückte nun der entsprechende Bedarf im stark erweiterten Energiebereich bis 20 MeV und für eine breitere Nuklidpalette in den Vordergrund der Aktivitäten.

In diese ‚Bedarfslücke‘ stießen die Messungen doppelt-differentieller Neutronenemissionsquerschnitte für zahlreiche Nuklide mittels Flugzeitspektrometrie am gepulsten DT-Neutronengenerator der TU Dresden [Ztschr. Kernenergie J. 13, H. 7 (1970) 226; J. 17, H. 8 (1974) 259 u.v.a.], die zugleich experimentelles Material für Studien des Vorgleichgewichtsmechanismus von Kernreaktionen in Kooperation mit dem VIK lieferten [Ztschr. ECHAJA V. 7, H. 2 (1976) 499 u.a.] und in kurzer Zeit über die IAEA Aufnahme in die internationalen Bibliotheken eingeschätzter Neutronendaten fanden.

Nach Aufnahme von Kooperationsbeziehungen mit dem IAE Moskau stand für einige Jahre die Fusionsneutronik für das Projekt eines Spalt-Fusions-Hybridreaktors (SFHR) im Mittelpunkt. In dieser Anlage sollte das Blanket neben den Lithiumverbindungen auch Segmente mit abgereichertem Uran enthalten, mit dem Ziel, die hochenergetischen DT-Neutronen zur zusätzlichen Energieerzeugung über Kernspaltung und zum Brüten von Plutonium als Brennstoff der ‚konventionellen Kernenergetik‘ zu nutzen. Das Element Blei war dabei sowohl als Neutronenmultiplikator, wie auch als Kühl- und Abschirmmittel in der

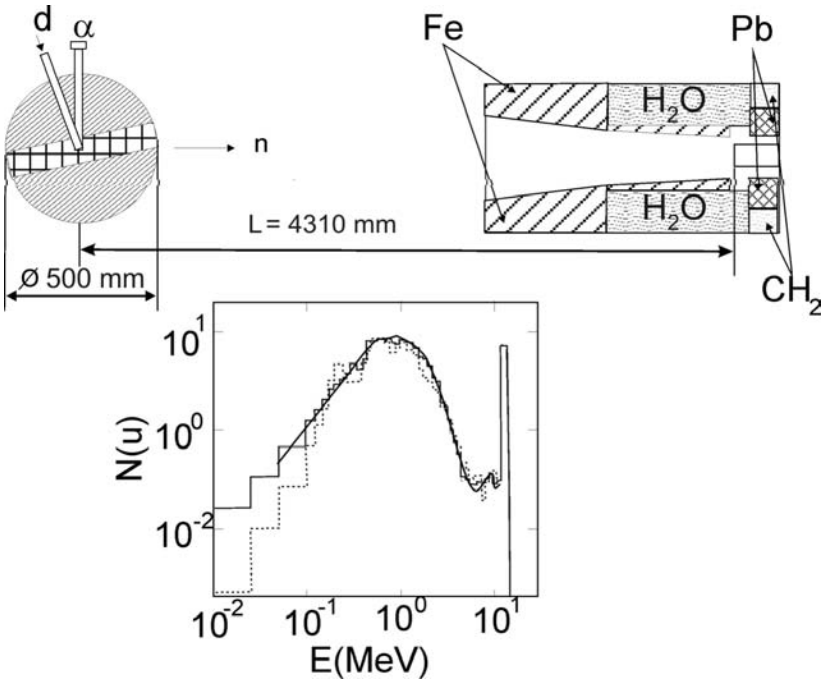


Bild 4: Experiment zur Neutronenmultiplikation in einer Bleikugel; Kooperation TU Dresden – ZfK Rossendorf – IAE Moskau – IAEA Wien;
oben: experimentelle Anordnung; unten: gemessenes Spektrum (ausgezogene Linie) im Vergleich mit zwei Bibliotheken (Histogramme)

Betrachtung. Die erwartete Neutronenmultiplikation in der Spaltzone hätte darüber hinaus auch die erweiterte Reproduktion von Tritium ermöglicht und die zusätzliche Wärmeerzeugung – eine wesentlich höhere Energieeffizienz der Gesamtanlage. Dieses Konzept versprach somit, bereits bei geringerer Fusionsleistung den energetischen ‚Break Even' zu erreichen als in einem ‚reinen' Fusionsreaktor. Für dieses Vorhaben wurden neben Messungen mikroskopischer Querschnitte auch makroskopische Experimente an Kugelschalen aus Blei und Uran, in Kooperation mit dem IAE Moskau und dem ZfK Rossendorf, vorgenommen, einschließlich der zugehörigen theoretischen Analysen [z.B. in der Ztschr. ATOMKERNENERGIE – Kerntechnik Vol. 49 (1987) 121; Kerntechnik Vol. 55 (1990) 155]. Ein wesentliches Merkmal dieser Experimente war, dass durch Kombination der am Bereich Reaktorphysik im ZfK hochentwickelten Neutronenspektrometrie mit Rückstoßionisationskammern und der an der TUD beheimateten Flugzeittechnik, ein Bereich von mehr als zwei Größen-

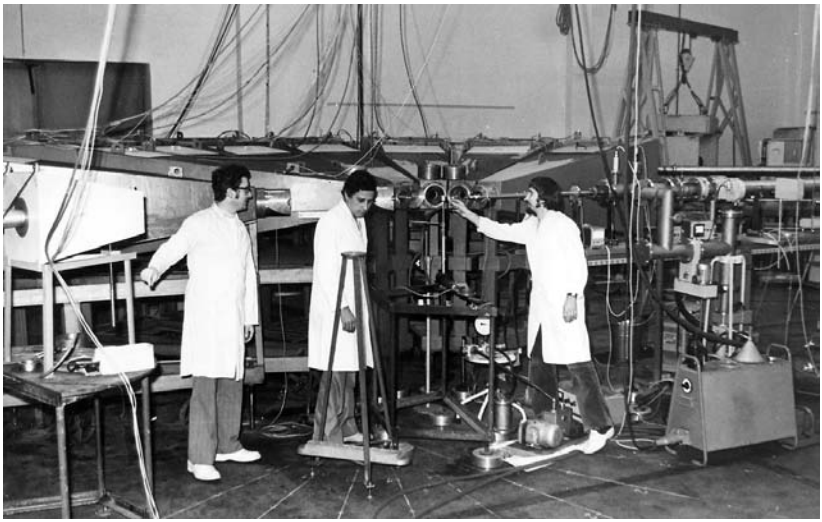
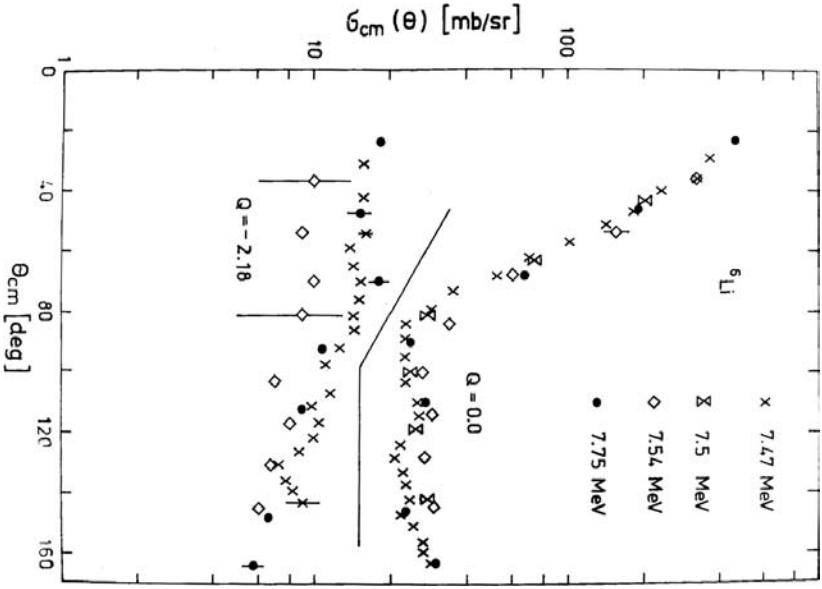


Bild 5: Experiment zur Bestimmung von Streuquerschnitten an Lithiumisotopen am Tandembeschleuniger; Kooperation TU Dresden – ZfK Rossendorf – PEI Obninsk;
oben: Multidetektor – Flugzeitspektrometer;
unten: gemessene elastische und unelastische Streuquerschnitte am Isotop 6-Li



ordnungen der Neutronenemissionsenergie überstrichen werden konnte. Auf dem Bild 4 sind einige charakteristische Angaben zu den Experimenten mit Bleikugel sowie ein gemessenes Spektrum dargestellt.

Nach der Reaktorhavarie in Tschernobyl trat das SFHR-Konzept verständlicherweise in den Hintergrund, da es mit ähnlichen Entsorgungsproblemen wie die herkömmliche Reaktortechnik verbunden ist. In jüngster Zeit ist dieses Konzept jedoch in modifizierter Form gelegentlich wieder in der Diskussion: Die DT-Neutronen eines Fusionsreaktors könnten zur ‚nuklearen Verbrennung' (Transmutation) der problematischen Transuranelemente aus herkömmlichen Kernreaktoren dienen, die in entsprechenden Kassetten im Bereich des Blankets bestrahlt werden. Der DT-Fusionsreaktor würde dann eine analoge Funktion übernehmen, wie sie im Zusammenhang mit dem Einsatz von Spallationsneutronenquellen in Projekten zur Transmutation von Transuranelementen diskutiert wird. Ob dieses Konzept künftig tatsächlich jemals realisiert wird, können möglicherweise erst die nach uns kommenden Generationen entscheiden.

Die Zusammenarbeit mit dem ZfK Rossendorf spielte auch in Messungen von Streuquerschnitten an den Lithiumisotopen eine Rolle, die in unmittelbarer Kooperation mit dem PEI Obninsk liefen [Ztschr. Nuclear Science and Engineering 96 (1987) 159]. Die Messungen erfolgten an dem Multidetektor-Flugzeitspektrometer der TUD, installiert am Rossendorfer Tandembeschleuniger (Bild 5), der es gestattete, auch den experimentell weniger untersuchten Energiebereich unterhalb von 14 MeV zu überstreichen. Die Messungen dienten letztlich der genaueren Bestimmung von Tritiumbrutraten aus den Prozessen (2) und (3) in dem breiten Spektralbereich zwischen 14 MeV und thermischen Neutronen, das sich in der Brutzone des Reaktors einstellt.

Ausgelöst durch den gestiegenen spezifischen Bedarf an Nukleardaten für die Fusionsreaktorentwicklung, aktivierte auch die IAEA in den achtziger Jahren eine ganze Reihe von koordinierten Forschungsprogrammen und Spezialistenberatungen auf diesem Gebiet, an denen der Bereich Kernphysik der TUD teilnehmen konnte. Nur zwei Arbeiten aus dieser Kooperation möchte ich hier kurz erwähnen: Eine von vielen Aufgaben des durch die IAEA koordinierten internationalen Datenaustauschs bestand in der Pflege und Weiterentwicklung der Bibliothek sogenannter Standard- und Referenzdaten, die eine wichtige Grundlage für die Vergleichbarkeit von mikroskopischen und makroskopischen Kernkonstanten aus unterschiedlichen Laboratorien der Mitgliedsländer bildete. Einziger Standard eines kontinuierlichen Neutronenspektrums war das Neutronenspektrum aus der Spontanspaltung von ^{252}Cf, das jedoch seinerzeit nur bis zu einigen MeV genau vermessen war. Unter der Schirmherrschaft der IAEA kam es zu einer Kooperation mit einer Einrichtung in der Bundesrepu-

blik, was seinerzeit ein durchaus noch schwieriges Vorhaben darstellte. So gelang es, durch Kombination einer ausgefeilten Miniaturspaltkammer der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt Braunschweig mit zwei Flugzeitspektrometern der TUD, den Neutronenstandard bis auf 20 MeV zu erweitern (siehe Bild 6). Die Messungen dienten zugleich als Grundlage, um Fragen des Emissionsmechanismus der Spaltneutronenemission durch Vergleich mit entsprechenden theoretischen Modellen zu klären [Ztschr. Nuclear Science and Engineering 106 (1990) 363; INDC(NDS)-194, IAEA 1987].

Als das zweite Beispiel soll noch eine rein theoretische Arbeit erwähnt werden: Unter den für die Berechnung des Fusionsreaktors, inklusive seines Radioaktivitätsinventars, relevanten Reaktionen befanden sich viele auch für sehr seltene Prozesse oder für Nuklide, die selbst radioaktiv sind und sich erst während des Reaktorbetriebs bilden. Deren experimentelle Bestimmung war entweder extrem schwierig oder in absehbarer Zeit überhaupt nicht machbar. Aber auch für ‚gewöhnliche' Nuklide wiesen vorhandene Datensätze häufig unakzeptabel hohe Diskrepanzen auf. So wurde die Entwicklung ausreichend genauer, erprobter und für größere Datenmengen handhabbarer theoretischer Rechenmodelle forciert. An der TU war vorher in Kooperation mit der Universität Moskau das Konzept für die theoretische Beschreibung von Kernreaktionen im

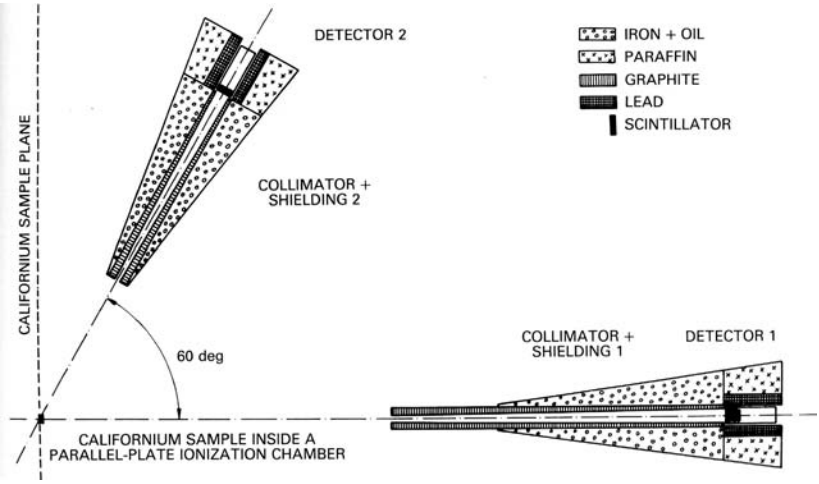
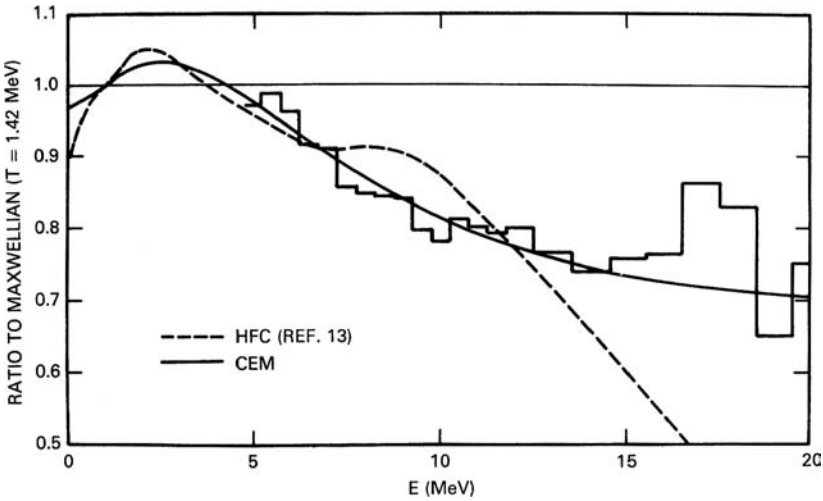


Bild 6: Experiment zur Bestimmung des Neutronenspektrums aus der Spontanspaltung von 252-Cf im oberen Bereich; Kooperation TU Dresden – ZfK Rossendorf – PTB Braunschweig – IAEA Wien;
oben: experimentelle Anordnung mit Miniatur-Spaltkammer ($7x10^4$ f/s) und zwei Flugzeitspektrometern mit elektronischer Gamma- u. Müonen- Diskriminierung;
rechts: gemessenes Spektrum (Histogramm) im Vergleich mit zwei Modellrechnungen

Rahmen sogenannter Statistischer Multistepreaktionen entstanden, das die Beschreibung sowohl der über den Compoundkern ablaufenden Gleichgewichtsprozesse wie auch die vorher ablaufenden Direktprozesse (SMC- bzw. SMD-Prozesse) auf eine einheitliche theoretische Basis ihrer Beschreibung stellte [z.B. in Ztschr. für Physik A 329 (1988) 331]. Dieses Konzept wurde weiter entwickelt und durch Vergleich mit einer großen Zahl gemessener Querschnitte, Anregungsfunktionen und Teilchenspektren verifiziert [z.B. Ztschr. Physical Review C 40 (1989) 1619]. Bild 7 zeigt zwei Beispiele von Reaktionen an 63-Cu, für die vorhandene Bibliotheken stark diskrepante Daten auswiesen und die Berechnung eine begründete Auswahl ermöglichte.

So konnten in jenem Zeitraum mit den verfügbaren technischen Möglichkeiten unter Nutzung der internationalen Kooperation jeweils aktuelle Beiträge zur Schaffung von Grundlagen für die Konzipierung von Fusionsreaktoren erbracht werden. Dies war aber nur eine der am Wissenschaftsbereich Kernphysik bearbeiteten Richtungen, die ihren Niederschlag bis zum Jahr 1991 insgesamt in ca. 300 Diplomarbeiten, 71 Promotionen (Promotion A), 15 Habilitationen (Promotionen B) und etwa 600 Publikationen fanden. Viele der seinerzeit Ausgebildeten sind auch heute noch aktiv beruflich tätig. Berücksichtigt man vergleichbare Zahlen auch noch für den Wissenschaftsbereich Strahlenschutzphysik und die Arbeitsstelle Isotopentechnik, den späteren Wissenschaftsbereich Angewandte Kernphysik, so ergibt das ein erfreuliches Erbe, welches auf das eingangs gewürdte Wirken von Heinz Pose und Lieselott Herforth an der TU Dresden in den sechziger Jahren zurückgeführt werden kann.



Entwicklung des ITER –
eine Perspektive für die Nutzung der Kernenergie in der Zukunft

Bereits Ende der siebziger Jahre erging von der IAEA an die Mitgliedsländer die Anfrage nach Empfehlungen, für ein verstärktes Programm, welches die beschleunigte Entwicklung der Kernfusion durch internationale Kooperation beinhalten sollte. Aus den Mitgliedsländern, insbesondere auch aus der Sowjetunion, kam hierzu der Vorschlag, dass das nächstfolgende Plasmaexperiment als gemeinsames, internationales Vorhaben realisiert werden sollte. Fachleute präzisierten die Idee mit der Zielvorstellung, diese Anlage der nächs-

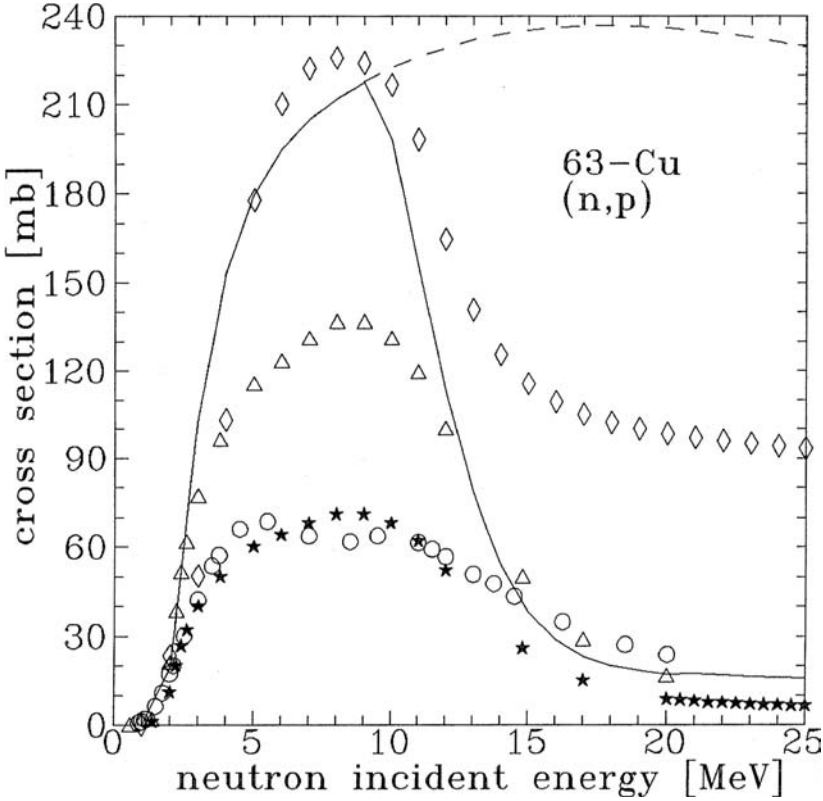
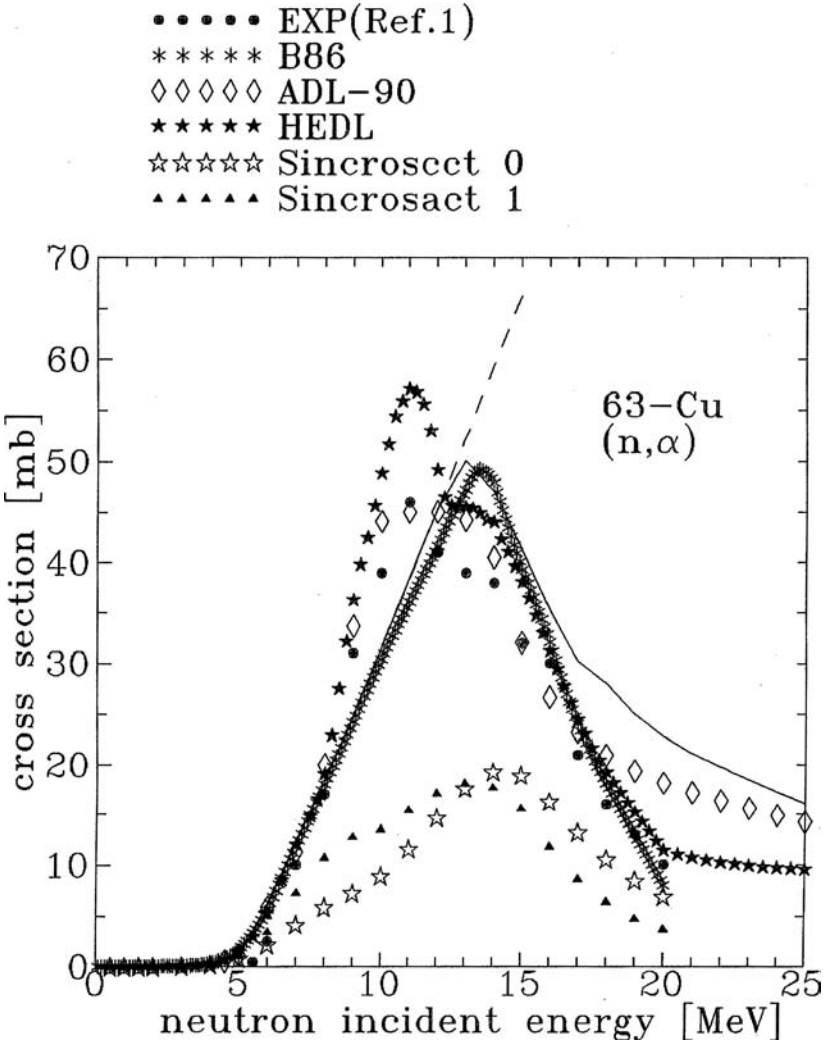


Bild 7: Vergleich einer SMD – SMC – Modellrechnung (ausgezogene Kurve) mit verschiedenen verfügbaren Datensätzen für Neutronenreaktionen an 63-Cu; Kooperation TU Dresden – MGU Moskau – IAEA Wien;
links: Anregungsfunktion der Reaktion (n,p);
rechts: Anregungsfunktion der Reaktion (n,alpha)

ten Generation soll bereits alle Merkmale eines Fusionsreaktors aufweisen, mit dem man die technologische Machbarkeit der Energiegewinnung auf Basis der DT-Fusion erprobt. Sie sei im Rahmen einer internationalen Ost-West-Kooperation zu errichten. Ausgangspunkt für diese Überlegungen waren nicht nur die wirtschaftlichen Zwänge für der Realisierung eines solchen Projektes, sondern auch die allseitige Überzeugung, dabei letztlich auch für die Umsetzung eigener,



nationaler Projekte zu profitieren, indem bereits in der Planung ein allen Teilnehmern zugänglicher Fundus an technologischem Wissen geschaffen wird. Das Wunschkind erhielt seinerzeit zunächst den Namen INTOR („International Tokamak Reactor INTOR“, Zero Phase, IAEA Vienna, 1980). Die Chancen für seine Realisierung waren allerdings in den Folgejahren gering – denn das war die Zeit, in der die Stationierung von Mittelstreckenraketen in Deutschland das Ost-West-Verhältnis verhärtete.

Der Durchbruch kam erst nach den Gesprächen zwischen Gorbatschow und Reagan 1986 in Reykjawik, in denen auch dieses Projekt als konkreter Schritt zur Normalisierung der Ost-West-Beziehungen in Betracht gezogen wurde. Es folgt die förmliche Vereinbarung der drei Präsidenten Gorbatschow, Reagan und Mitterand zu dem Projekt, die Geburtsstunde des International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER).

Die Arbeit begann mit einer Phase der Vor- und Entwurfsplanung (Conceptual Design Phase, CDA) im Zeitraum 1988 bis 1991, an der sich die vier großen ‚Fusionsmächte‘ USA, EU, Russland und Japan beteiligten. Im Zeitraum 1992 bis 1998 folgte die Phase der Ausführungsplanung (Engineering Design Phase, EDA) für eine große Anlage, die den ursprünglich gestellten Zielvorstellungen gerecht wird. In diesem Zeitraum liefen aber auch bereits intensive Entwicklungsarbeiten an wesentlichen Komponenten, inklusive Bau von Testexemplaren der großen, supraleitenden Magnetkomponenten, von Blanket-Moduln zur Tritiumtechnologie und andere, so dass die Planungen mit Testexperimenten an wesentlichen Komponenten verifiziert werden konnten. Trotz nachdrücklicher Empfehlung der Fachleute aus den Teilnehmerländern konnte sich aber die Phase des Baus nicht sofort anschließen. Infolge des Ausscheidens eines der großen Partner war eine Überarbeitung der Planung mit dem Ziel der Kostenreduzierung erforderlich, so dass sich der Planungszeitraum bis 2001 verlängerte. Erst als die USA wieder dem Projekt beitraten und sich nachfolgend auch noch China, Südkorea und zuletzt Indien dem Projekt anschlossen, ging die Vertragsgestaltung zügig weiter, und in diesem Jahr ist sie abgeschlossen. Zuvor war am 28.06.2005 unter vier Bewerbern der künftige Standort Cadarache in Frankreich für den Bau des ITER ausgewählt worden. Die Baukosten werden derzeit mit 4,8 Mrd. US$ beziffert! Es sollen im kommenden Jahr Ausschreibungen und Vertragsabschlüsse mit den Bau- und Lieferfirmen folgen, so dass nach gegenwärtigem Zeitplan 2008 mit dem Bauaushub begonnen und 2016 der ITER in Betrieb gehen wird [www.iter.org; P. Barabaschi ITER Int. Team „ITER the way ahead for fusion“, Barcelona, Dec., 13, 2005]. Gelingt dieses Vorhaben, so wird etwa zwanzig Jahre nach dem Projektbeginn ein weiterer Meilenstein in der Entwicklung der Kernenergetik gesetzt sein!

Um die gewaltigen Dimensionen des Projekts zu veranschaulichen, ist im Bild 8 eine Modelldarstellung des ITER gezeigt. Die wichtigsten Parameter sind der folgenden Aufstellung zu entnehmen:

Charakteristische Parameter des DT- Fusionsreaktors ITER

Hauptradius	R	=	6,2 m
Innerer Radius	r	=	2,0 m
Plasmastrom	I_p	=	15 MA
Feldstärke, toroidales Feld	B_T	=	5,3 T
Fusionsleistung	P_{fus}	=	500 MW
Installierte Heizleistung	P_H	=	73 MW
Neutronenleistung 1. Wand	P_n	=	0,57 MW/m^2

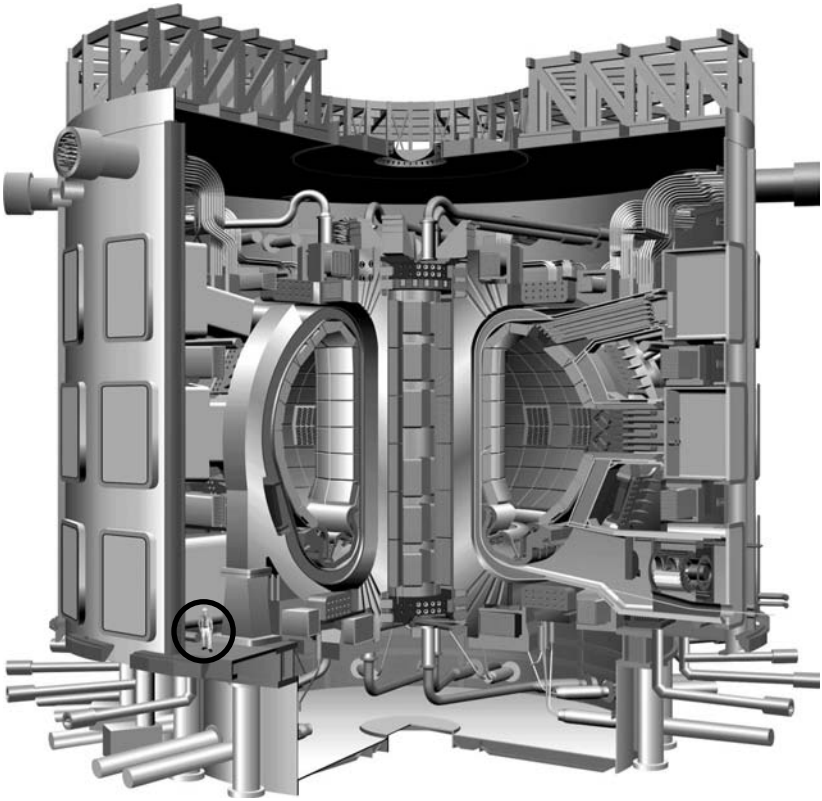


Bild 8: Modellbild des DT- Fusionsreaktors ITER
(Zum Größenvergleich ist links unten im Modell ein Mensch dargestellt.)

Mit einer Fusionsleistung von 500 MW wird mit dieser Anlage bereits weit mehr als die bloße Demonstration der Machbarkeit einer Energieerzeugung der Zukunft auf Basis der Kernfusion angestrebt. Aus dem Betrieb werden sich zweifellos entscheidende Erfahrungen für den späteren Bau kommerzieller Energieanlagen ableiten lassen.

Resümee

So wie in der Bundesrepublik, begann auch in der DDR vor 50 Jahren der Aufbau von Lehre und Forschung zur friedlichen Nutzung der Kernenergie. Einen besonderen räumlichen Schwerpunkt bildete dabei Dresden mit dem ZfK Rossendorf und der Technischen Hochschule. Hier wurde insbesondere auf die Anfangsphase und spätere Entwicklungen an der Hochschule kurz eingegangen, wo eine grundlegende Profilierung der Kernwissenschaften in den für die Kernenergetik relevanten Richtungen der Neutronen- und Strahlenschutzphysik bereits in den sechziger Jahren erfolgte, zu denen später weitere Richtungen hinzukamen. Die für Kernforschung unabdingbaren internationalen Beziehungen waren zunächst ausschließlich eingebunden in dem Regierungsabkommen mit dem VIK Dubna sowie zu weiteren Einrichtungen in den Ländern Osteuropas. Erst ab Ende der 70-er Jahre konnte zunehmend auch zu internationalen Vorhaben in Kooperation mit westlichen Ländern beigetragen werden – wie hier gezeigt an dem Beispiel der IAEA Wien.

Die langzeitliche Kontinuität tragender Ideen und Projekte der Kernenergetik wird insbesondere auch auf dem Gebiet der Kernfusion auf Grundlage von TOKAMAK-Anlagen sichtbar. Zu den kernphysikalischen Grundlagen und Prozessen in solchen Anlagen konnten in den siebziger und achtziger Jahren an der Hochschule im Rahmen internationaler Kooperationsprojekte konkrete Beiträge erbracht werden, wie hier mit einigen Beispielen erläutert.

Ihre Fortsetzung findet diese sehr langfristige Entwicklung u.a. in der in diesem Jahr vereinbarten Realisierung des ITER- Projektes, mit dem erstmals die großtechnische Energieerzeugung auf der Grundlage der Kernfusion verwirklicht wird. Mit diesem Projekt wird ein Eckstein gesetzt für Entscheidungen über die Wege zur zukünftigen Deckung des Energiebedarfs der Menschheit, mit Tragweite bis in die zweite Hälfte des 21. Jahrhunderts. Bekanntlich ist dies aber nur eine Richtung, in der sich grundlegende Ideen der Kernenergetik in der Gegenwart kontinuierlich weiterentwickeln. Zu anderen wird in weiteren Vorträgen auf diesem Kolloquium berichtet.

Auch fünfzig Jahre nach dem Beginn besteht also guter Grund, mit Optimismus und positiver Erwartung auf die kommenden Jahrzehnte zu blicken.

Sitzungsberichte der Leibniz-Sozietät *89(2007), 39–54*

Peter Liewers

Reaktorphysikalische Forschungen in der DDR

Meine Damen und Herren,

in den 35 Jahren, in denen Reaktorphysik in der DDR betrieben wurde, sind viele interessante Arbeiten entstanden. Ich muß mich daher stark beschränken, um Ihnen in 30 Minuten einen Eindruck davon vermitteln zu können, was auf diesem Gebiet geleistet wurde. Ehemalige Kollegen, deren Arbeiten dabei nicht ausreichend gewürdigt werden, bitte ich von vornherein um Nachsicht.

Zunächst zur Frage, was ist Reaktorphysik? Es ist eine Richtung der angewandten Forschung, die sich mit den in einem Kernreaktor ablaufenden physikalischen Vorgängen befaßt, d.h. sie versucht, diese Prozesse modellmäßig (Reaktortheorie) und meßtechnisch (Experimentelle Reaktorphysik) zu erfassen. In erster Linie sind dies neutronenphysikalische Prozesse, wie Spaltung, Absorption und Streuung, aber auch thermohydraulische und mechanische. Die Modelle sind natürlich von dem speziellen Reaktortyp abhängig und erfordern jeweils eingehende Untersuchungen. In den ersten 15 Jahren hat es in der DDR mehrere Projekt-Wechsel hinsichtlich des Reaktortyps gegeben, der von der Reaktorphysik untersucht werden sollte. Die Reaktortheoretiker mit ihren Modellrechnungen konnten auf diese Änderungen leichter reagieren als die Experimentatoren, deren Ausrüstung an Sensoren und Geräten immer wieder neu angepaßt werden mußte, was unter den Bedingungen der DDR nicht so ganz einfach war.

Die Entwicklung begann 1956. Es herrschte weltweit eine wahre Kernenergie-Euphorie. Man erwartete Wunderdinge von dieser neuen Energiequelle. Auch die DDR-Führung hatte große Pläne bzgl. Eigenentwicklung und Eigenbau von Kernreaktoren, basierend auf den eigenen Uranvorräten im Lande. Um die Problematik der Urananreicherung zu umgehen, orientierte man zunächst auf einen Natururanreaktor, einen Reaktortyp, der an die Reaktorphysik höchste Anforderungen stellt.

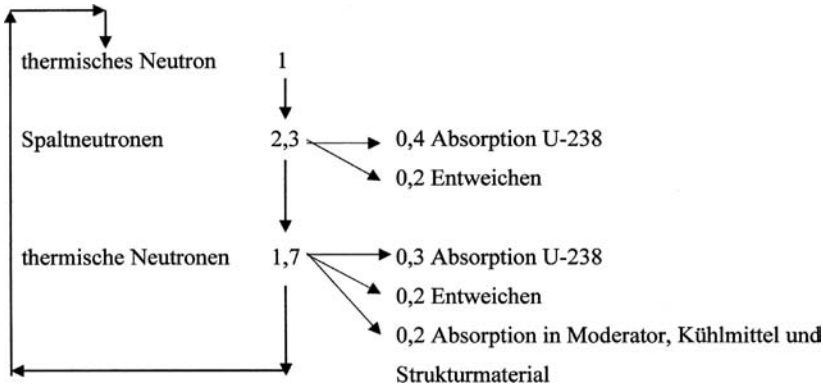


Abb. 1: Etwaige Neutronenbilanz eines Natururanreaktors

Das Hauptproblem dieses Reaktortyps ist die Neutronenökonomie (Abb. 1). Zwar entstehen bei einer Spaltung von Uran-235 im Mittel 2,3 schnelle Neutronen, von denen aber im Mittel nur 1,7 den thermischen Energiebereich erreichen (etwa 0,4 werden vom U-238 absorbiert, 0,2 entweichen aus dem Reaktor). Dort gehen noch einmal im Mittel 0,7 verloren (0,2 durch Entweichen, 0,2 durch Absorption in Moderator, Kühlmittel, und Strukturmaterial, 0,3 durch Absorption in U-238), so daß im Mittel gerade noch 1 Neutron für die nächste Spaltung, d.h. zum Aufrechterhalten der Kettenreaktion, zur Verfügung steht. Um eine derartige Bilanz zu erreichen, ist eine sehr sorgfältige Auswahl der Materialien (geringe Neutronenabsorptionsquerschnitte, gute Moderationseigenschaften) und eine optimale Anordnung notwendig. Dies erfordert sehr genaue Modellrechnungen für die Konzeption und den späteren Betrieb des Reaktors. Durch experimentelle Untersuchungen sowohl hinsichtlich der neutronenphysikalischen Eigenschaften der Materialien als auch Neutronenfluß- und Reaktivitätsmessungen an Testaufbauten der vorgesehenen Reaktorgitter müssen die Modellrechnungen justiert werden.

In Rossendorf wurde 1956 mit dem Aufbau der späteren Abteilungen Reaktortheorie und (experimentelle) Reaktorphysik begonnen.

Die Reaktortheorie entwickelte in den 35 Jahren immer verfeinerte Berechnungsmethoden. Entsprechend dem Fortschritt der Rechentechnik, beginnend mit elektromechanischen Rechenmaschinen in den fünfziger Jahren bis zu digitalen Großrechnern in den achtziger Jahren, wurden die Berechnungen immer mehr verfeinert. Ich kann nicht näher darauf eingehen, möchte hier nur darauf hinweisen, daß die Basis dieser Rechnungen immer Materialparameter waren, wie Absorptions- und Streuquerschnitte der Materialien

in Abhängigkeit von der Neutronenenergie. Diese wurden internationalen Neutronendatensammlungen entnommen, die aus kernphysikalischen Messungen stammen. Allerdings blieben immer Unsicherheiten, die nur durch Justierung der Daten mit Hilfe reaktorphysikalischer Experimente beseitigt werden konnten.

Die (experimentelle) Reaktorphysik, auf deren Arbeiten ich mich im folgenden beschränke, entwickelte zunächst die notwendigen Meßmethoden für die wichtigsten Parameter des thermischen Reaktors und für die Neutronenabsorptionsquerschnitte der ausgewählten Materialien. Diese Methoden beruhten

- einerseits auf der Bestimmung des Neutronenflusses im thermischen, epithermischen und schnellen Energiebereich (sog. Reaktorstatik) und
- andererseits auf der Messung der Reaktivität des Reaktors, eines Parameters, der einerseits beim Betrieb des Reaktors eine elementar wichtige Rolle spielt – er beschreibt den Zustand der Kettenreaktion (der kritische Reaktor hat $\rho = 0$, der unterkritische $\rho < 0$ und der überkritische $\rho > 0$) und der andererseits den Einfluß (sog. Reaktivitätsgewicht) einer Komponente, wie zum Beispiel eines Regelstabes, auf die Kettenreaktion beschreibt. Da sich die Reaktivität nur aus der zeitlichen Änderung des Neutronenflusses bestimmen läßt, wurde diese Richtung als Reaktordynamik bezeichnet.

Abb. 2: Rossendorfer Forschungsreaktor mit den experimentellen Anordnungen an den Horizontalbündeln (1960)

Diese Methoden wurden zunächst an dem Rossendorfer Forschungsreaktor (RFR), der ab 1958 für Arbeiten verfügbar war, erprobt und auch schon erste Anwendungen durchgeführt. Der RFR, der für Isotopenproduktion und kernphysikalische Experimente an seinen 8 Horizontalbündeln konzipiert war, eignete sich nur wenig für reaktorphysikalische Arbeiten. Allein die Fülle der experimentellen Aufbauten in der Reaktorhalle (Abb. 2) vermittelt das Problem, den Reaktor für einen längeren Zeitraum für reaktorphysikalische Experimente, diese benötigten mit den notwendigen Vorbereitungen immer eine Woche, zu blockieren. Daher wurde neben den methodischen Entwicklungsaufgaben auch an der Konzeption eines Nullreaktors für Testgitter- und Materialuntersuchungen gearbeitet.

Ein paar Erläuterungen zu den Meßmethoden:

Das Neutronenspektrum wurde bestimmt, indem eine geeignete Materialprobe im Reaktor bestrahlt und dann ihre Aktivität bestimmt wurde. Mit dem bekannten Querschnitt für Neutronenabsorption und dem Zerfallsschema des entstandenen instabilen Isotops konnte dann der Neutronenfluß bestimmt werden. So weit das Prinzip, natürlich war es durch notwendige Korrekturen etwas komplizierter (Störung des Neutronenfeldes durch die Probe, Selbstabschirmung der Probe, Verluste bei der Aktivitätsmessung). Abb. 3 zeigt oben eine typische Probe der damaligen Zeit. Der Probenbehälter hing an einem Perlonseil zwischen den Brennstoffstäben im Wasserkanal. Die Probe lag in Folienform (wegen geringer Selbstabschirmung) auf einem Nickeltellerchen. Die genaue Höhenposition gewährleistete eine Aluminiumscheibe, die durch das Bleigewicht auf dem oberen Ende des Kühlkanals gehalten wurde. Nach der Bestrahlung wurde die Probe zur Aktivitätsmessung im Nickeltellerchen in einen sogen. 4π-Zähler (Abb. 4) gebracht. Daneben sind das Hochspannungsgerät und der Zählmeßplatz mit Verstärker vom VEB Vakutronik zu sehen.

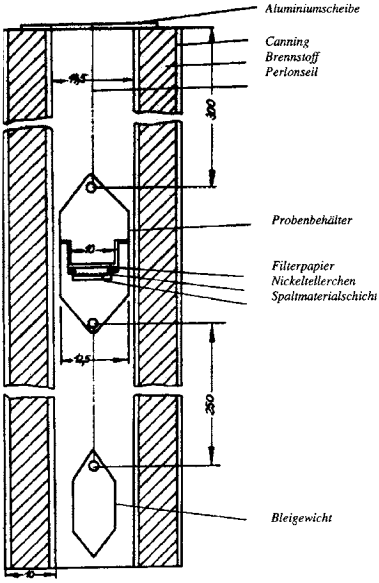


Abb. 3: Meßprobe zur Neutronenflußbestimmung im Reaktorgitter

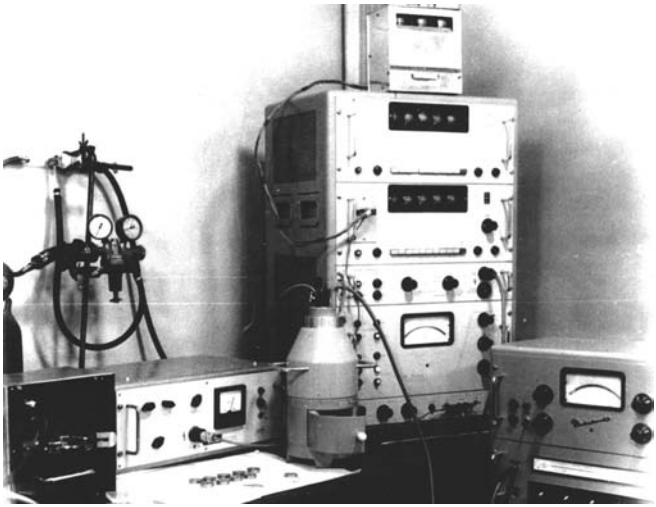
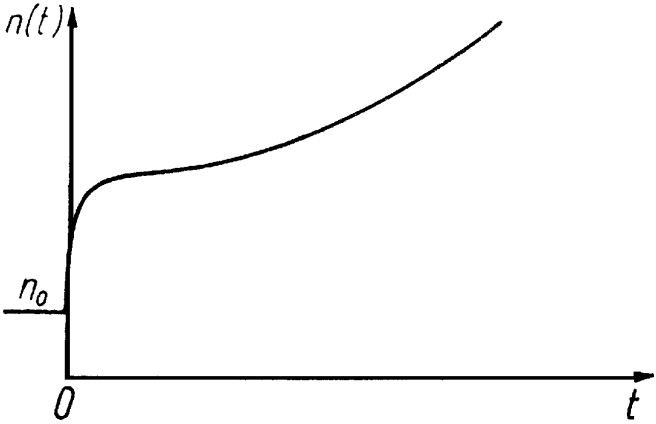


Abb. 4: Meßplatz zur Auswertung der bestrahlten Probe

Die Reaktivität ist ein etwas ungewöhnlicher Parameter, der nur über das Zeitverhalten des Neutronenflusses zu erfassen ist. Bei einer Reaktivitätsänderung, z.B. durch plötzliches Herausziehen eines Neutronenabsorbers, ändert sich aufgrund der Erhöhung der Spaltrate sprungartig (im ms-Bereich) der Neutronenfluß (Abb. 5), danach steigt er allmählich an, bis er nach einigen Minuten einen exponentiellen Anstieg (stabile Periode) zeigt. Diese

Abb. 5: Verlauf der Reaktorleistung nach einem positiven Reaktivitätssprung



für die Reaktorsteuerung elementar wichtige Erscheinung ist durch die verzögerten Neutronen bedingt, die bei U-235 etwa 0,7 % der gesamten Spaltneutronen ausmachen. Der Reaktor bleibt dadurch „promptunterkritisch“, d.h. das Zeitverhalten wird durch die verzögerten Neutronen bestimmt, und der Reaktor damit regelbar. Die damals übliche Reaktivitätsmeßmethode bestand darin, nach einer Wartezeit von etwa 3 Minuten die Verdopplungszeit des Ionisationskammerstromes zu messen und nach einer Tabelle die Reaktivität zu bestimmen. Durch Entwicklung und Bau eines Reaktivitätsmessers, eines Analogrechners, der das kinetische Verhalten simulierte, konnte die Reaktivität schon nach 1 s mit höherer Genauigkeit ermittelt werden. Schon 1962 wurden erste Regelstabeichungen am RFR mit dem Gerät in Abb. 6 durchgeführt. Es war ein festprogrammierter Analogrechner der damaligen Zeit. In dem oberen Einschub waren die voluminösen Rechenverstärker mit Röhrenelektronik angeordnet, in der Mitte die Anzeigeinstrumente für Ionisationskammerstrom und Reaktivität, dahinter die Papierkondensatoren in Spezialausfertigung, die zusammen mit Präzisionswiderständen das Zeitverhalten der 6 Gruppen verzögerter Neutronen simulierten. Im unteren Teil befanden sich die Stromversorgung und ein Servomultiplikator. Dieses Gerät ist später in modernerer Ausführung in mehreren Exemplaren vom wissenschaftlichen Gerätebau produziert worden und auch an anderen Reaktoren in der DDR und im RGW eingesetzt worden.

Abb. 6: Erster Reaktivitätsmesser mit Endim-Analogrechenverstärkern und Servomultiplikator (1963)

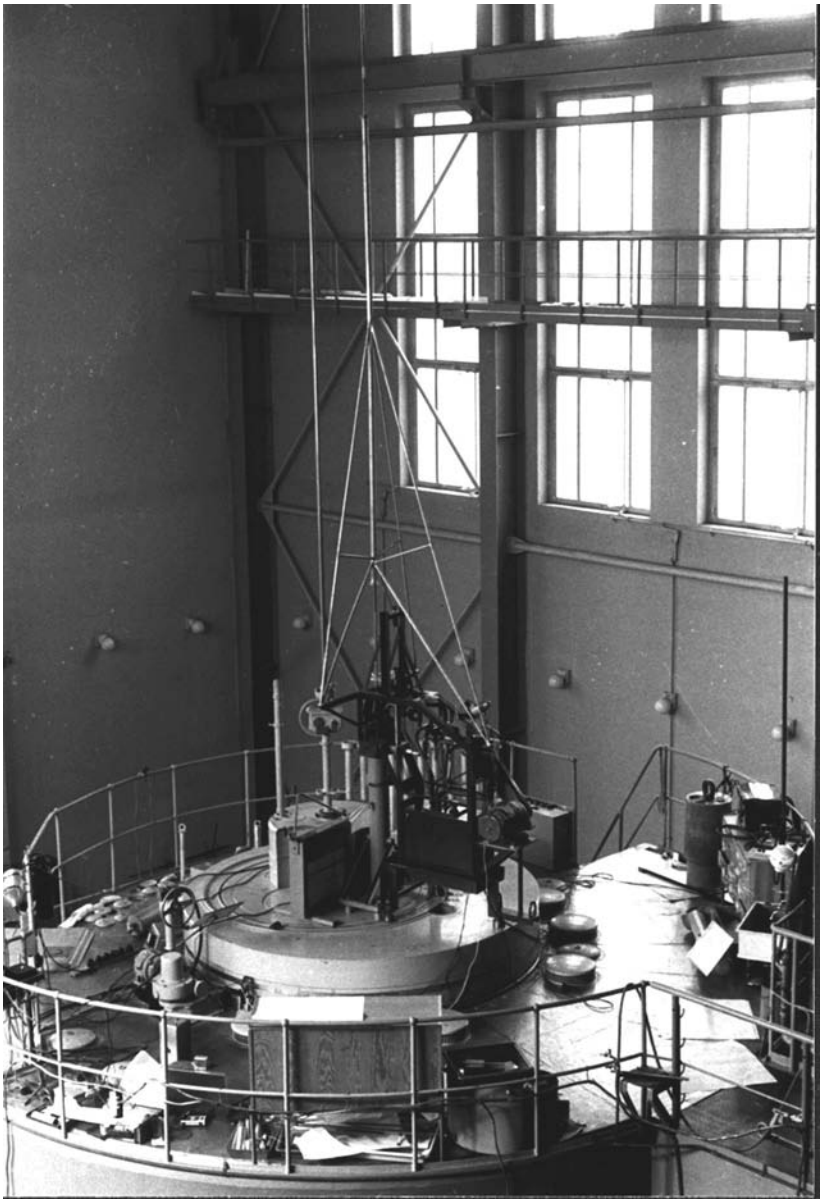


Abb. 7: Rossendorfer Forschungsreaktor mit globalem Pile-Oszillator auf dem Reaktorkopf (1960)

Zur Messung von Neutronenabsorptionsquerschnitten von Materialien ist man an möglichst kleinen Proben interessiert. Um die entsprechend kleinen Reaktivitäten messen zu können, wurden sog. Pile-Oszillatoren eingesetzt. Die Probenposition wurde periodisch zwischen dem oberen Rand der aktiven Zone des Reaktors und dem Zentrum der aktiven Zone gewechselt. Jeweils 10 s blieb die Probe in einer Position. Diese Oszillation wurde, um eine möglichst hohe Meßgenauigkeit zu erzielen, über einen längeren Zeitraum hin bis zu 1 h fortgesetzt. Der Reaktor wurde dabei im Mittel kritisch gehalten, die Leistung oszillierte um eine mittlere Leistung, die möglichst niedrig gewählt werden mußte, um den störenden Kühlmittelpumpenbetrieb und unnötige Probenaktivierung zu vermeiden. Gemessen wurde der Strom einer Neutronenionisationskammer am Rande der aktiven Zone, durch Fourieranalyse wurde die Amplitude der Oszillation bestimmt. Am RFR war die Probe am Ende einer etwa 7 m langen Stange befestigt, die von einer Hydraulik im 10 s-Takt auf und ab bewegt wurde. Abb. 7 zeigt das erste Exemplar eines Pile-Oszillators auf dem Reaktorkopf des RFR.

1961 war die anfängliche Kernenergie-Euphorie einem gewissen Realismus gewichen. Die Nutzung der eigenen Uranvorräte stand nicht mehr zur Debatte, damit war auch die Natururanvariante nicht mehr zwingend. Die neue Vorstellung war, mit sowjetischer Unterstützung einen Versuchsdruckwasserreaktor (WWER-70) zu bauen, dessen Projekt die SU schon weitgehend fertig

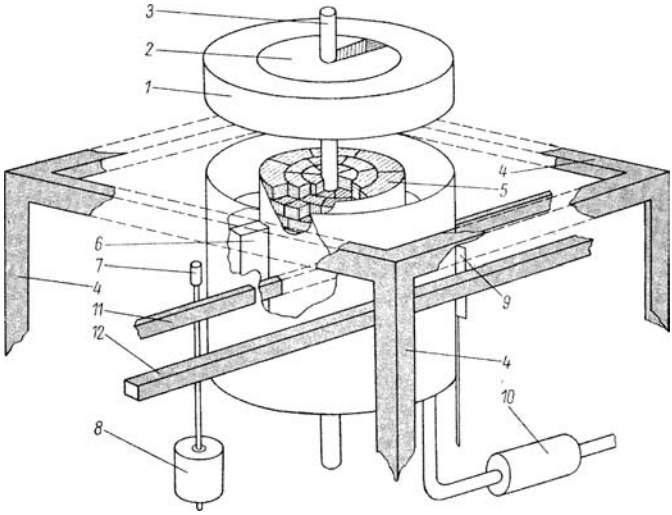


Abb. 8: Rossendorfer Ringzonenreaktor mit seinen Experimentiereinrichtungen

Abb. 9: Rossendorfer Ringzonenreaktor mit seinen Experimentiereinrichtungen

hatte und von dem ein Prototyp in der SU gebaut wurde. An diesem wollte man die technisch-physikalischen Probleme kennenlernen, auf deren Grundlage eine Weiterentwicklung erfolgen sollte, die dann in einer 2. Ausbaustufe in kompletter DDR-Eigenleistung gebaut werden sollte. Als Standort für den WWER-70 war Rheinsberg gewählt worden. Beim Bau wurde schon die 2. Ausbaustufe (AKW-2) berücksichtigt.

Diese Entscheidung für den Druckwasserreaktor beeinflußte die Konzeption des Nullreaktors. Es wurde der damals sehr verbreitete Argonauttyp gewählt (Abb. 8), der eine ringförmige Spaltzone besaß, die in ihrem Innern den Einbau eines Untersuchungsgitters gestattete. Untersuchungsgitter und die ringförmige Spaltzone bildeten zusammen die kritische Anordnung. Im Zentrum des Einsatzgitters herrschten dann die gleichen neutronenphysikalischen Verhältnisse wie im Innern des großen Reaktor. Auf diese Weise konnten mit etwa nur 10% der kritischen Masse die neutronenphysikalischen Parameter des Gitters gemessen werden. Der Reaktor war entsprechend dem damaligen Ehrgeiz bzgl. Eigenentwicklung und -bau ein reines DDR-Produkt. Nur das 20%-ig angereicherte Uranpulver (U_3O_8) wurde aus der SU importiert. Eine wesentliche Abweichung vom Original-Argonautreaktor waren die Brennelemente. Statt Plattenelemente mußten wegen der Herstellungstechnologie Stab-

elemente verwendet werden, die in Plattengeometrie, d.h. in einer Reihe von jeweils 7 Stäben, angeordnet wurden. Diese relativ kleine Abänderung brachte uns beim kritischen Experiment die Überraschung, daß wir fast 20% mehr Brennstoff brauchten, als nach den Modellrechnungen erwartet wurde. Ein Zeichen, wie wichtig die Überprüfung und Justierung von Modellrechnungen ist, die in diesem Fall allerdings nicht möglich gewesen war! Abb. 9 zeigt den Ringzonenreaktor mit aufgesetztem Pile-Oszillator.

Das erste Einsatzgitter im RRR war ein Natururan-Wasser-Gitter, an dem im Auftrag des VEB AKW, bei dem die Druckwasserentwicklungsarbeiten liefen, Untersuchungen durchgeführt wurden. Abb. 10 zeigt das Testgitter. Erste Untersuchungen betrafen den Einfluß des zentralen Wasserloches im Testgitter auf das Neutronenspektrum. Die Ergebnisse in Abb. 11 lassen deutlich erkennen, wie durch die Moderation im Wasserloch der thermische Fluß ansteigt und gleichzeitig das thermische Neutronenspektrum, das durch die Neutronentemperatur charakterisiert wird, weicher wird. Leider war dieses thermische Einsatzgitter das Letzte seiner Art, denn schon 1965 mußten auf Weisung der Leitung des ZfK Rossendorf alle Arbeiten zum thermischen Reaktor abgebrochen werden.

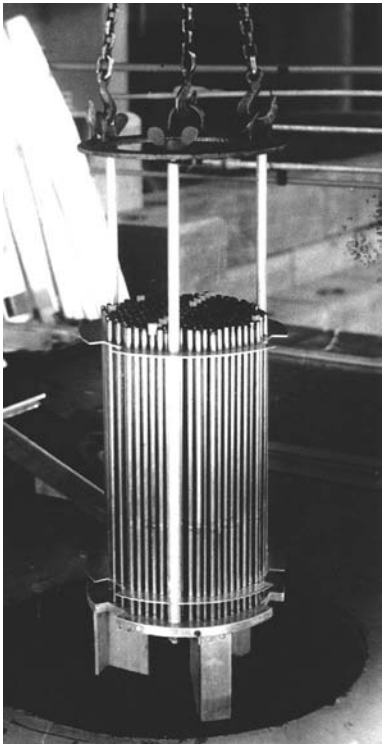


Abb. 10: Thermisches Einsatzgitter (1964)

1965 brach in der DDR ein großer Streit um die Perspektive der Kernenergie aus. Die Hauptkontrahenten waren das ZfK Rossendorf und der VEB AKW. Letzterer wollte die Druckwasserlinie weiter verfolgen. Das ZfK argumentierte, die Entwicklung des DWR wäre abgeschlossen, die Zukunft gehörte dem schnellen Reaktor, die DDR sollte sich auf einen wesentlichen Beitrag zu der sowjetischen Entwicklung des SBR konzentrieren und zwar auf den Kernbrennstoffzyklus (KBZ). Im ZfK Rossendorf wurden fast alle Forschungsarbeiten auf den SBR orientiert. Für die Reaktorphysik bedeutete dies eine völlige Neuorientierung.

In erster Linie war davon die Reak-

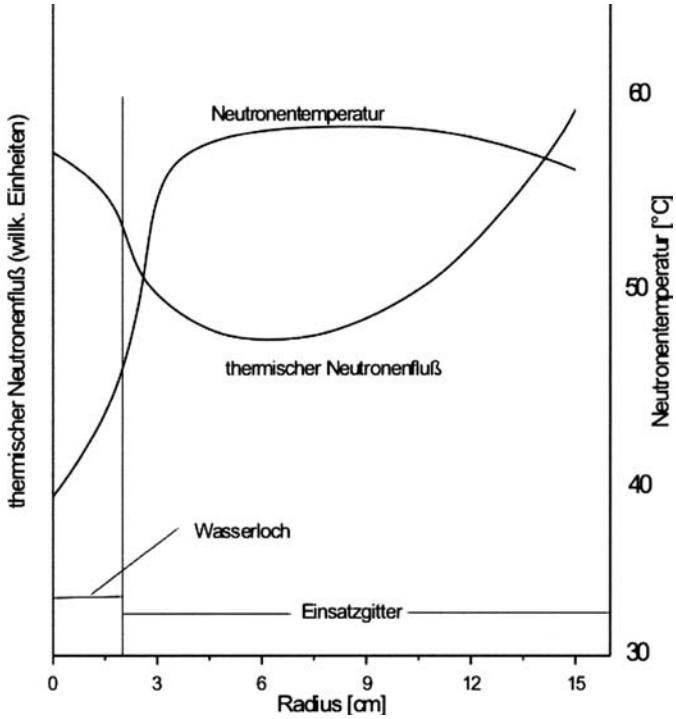


Abb. 11: Erste Ergebnisse der Messungen am Thermischen Einsatzgitter

torstatik betroffen. Diese musste praktisch von vorn beginnen, sowohl mit dem Aufbau eines geeigneten Untersuchungssystems als auch mit der Entwicklung entsprechender Meßmethoden. Zwar gab es die Option der Mitarbeit an sowjetischen Schnellen Nullleistungssystemen (BFS, später KOBRA) im PEI Obninsk, aber für die Entwicklung der Methoden war ein eigenes System erforderlich. Mit der Idee des Schnellen Einsatzgitters im RRR (SEG) wurde eine gangbare Variante gefunden. Jedoch gab es einen langen Entscheidungs- und Entwicklungsprozeß, ehe es 1972 zum ersten Einsatz kam. In der Zwischenzeit liefen einerseits Studien hinsichtlich eines sinnvollen Beitrages der Rossendorfer Reaktorphysik und andererseits die Vorbereitungen für die Messtechnik. Das Ergebnis war, daß zur befriedigenden Berechnung des SBR, insbesondere zur Berücksichtigung von Inhomogenitäten im Gitter die Unsicherheiten in den Neutronenquerschnittsdaten zu groß waren. Daher sollten integrale Messungen in geeigneten Testgittern im SEG für die Überprüfung, Einschätzung und Justierung der vorliegenden Daten durchgeführt werden.

Als integrale Meßmethoden boten sich die Neutronenspektrometrie im schnellen Energiebereich und die Präzisionsmessung von Probenreaktivitäten an. So wurden die Arbeiten auf die Entwicklung eines Rückstoßprotonenzählrohr-Spektrometers und auf die Weiterentwicklung der globalen Pile-Oszillatortechnik für den Einsatz im SEG konzentriert.

Die Probleme der Reaktordynamik sind dagegen weitgehend unabhängig vom Reaktortyp, d.h. die laufenden Arbeiten konnten auch unter dem Aspekt „Vorlauf Schneller Brutreaktor“ fortgeführt werden.

1971 gab es endlich das lang ersehnte staatliche Machtwort:

Es gibt weder eine Druckwasserentwicklung noch eine KBZ-Entwicklung. Die Kernkraftwerke vom Typ WWER werden „schlüsselfertig“ importiert und können später durch Schnelle Reaktoren ergänzt bzw. abgelöst werden. Die Forschung erfolgt in zwei Richtungen:

– Unterstützung von Inbetriebnahme und Betrieb der WWER-Kraftwerke
– Mitarbeit am sowjetischen SBR-Programm.

Diese Entscheidung hatte bis zum Ende der DDR Bestand.

Für die Reaktorstatik brach damit eine fast 20-jährige kontinuierliche Arbeit an. Sie konnte 1972 das SEG in Betrieb nehmen (Abb. 12). Das SEG war ein Metallzylinder – wahlweise aus Aluminium oder Eisen –, der eine Vielzahl Bohrungen für die Aufnahme von Pellets verschiedener Materialien (Natururan, 36%-angereichertes Uran, Eisen, Aluminium u.a.) enthielt, die zusammen mit dem Metallzylinder neutronenphysikalisch ein Schnelles System simulierten. Die zentrale Bohrung diente der Messung des Neutronenspektrums und der Reaktivitäten verschiedener Materialproben mit Hilfe des Pile-Oszillators. Eine derartige Beladung benötigte etwa 10.000 Pellets, die mit Hilfe einer mikroprozessor-gesteuerten Be- und Entladeeinrichtung zusammengestellt wurde. Es wurden insgesamt 6 verschiedene Einsatzgitter untersucht. Die Arbeiten erfolgten in Zusammenarbeit mit den Reaktortheoretikern und einem sowjetischen Institut in Obninsk, in dem ebenfalls ein Ringzonenreaktor aufgebaut wurde, allerdings nicht mit einer schnellen Treiberzone. Für diesen lieferte das ZfK auch einen Pile-Oszillator.

Mit dem Betrieb des KKW Rheinsberg hatte sich die Einsicht durchgesetzt, dass die DDR zwar schlüsselfertige Kernkraftwerke kaufte, dass es aber dennoch etliche reaktortechnische und -physikalische für den DDR-Betreiber gab. Dies betraf

– die Inbetriebsetzungsuntersuchungen, bei denen die wichtigsten Parameter des Reaktors bestimmt werden mussten, wie die Reaktivitäten der Regel- und Havarieelemente, den Leistungseffekt der Reaktivität, die Xenonvergiftung u.a.m.,

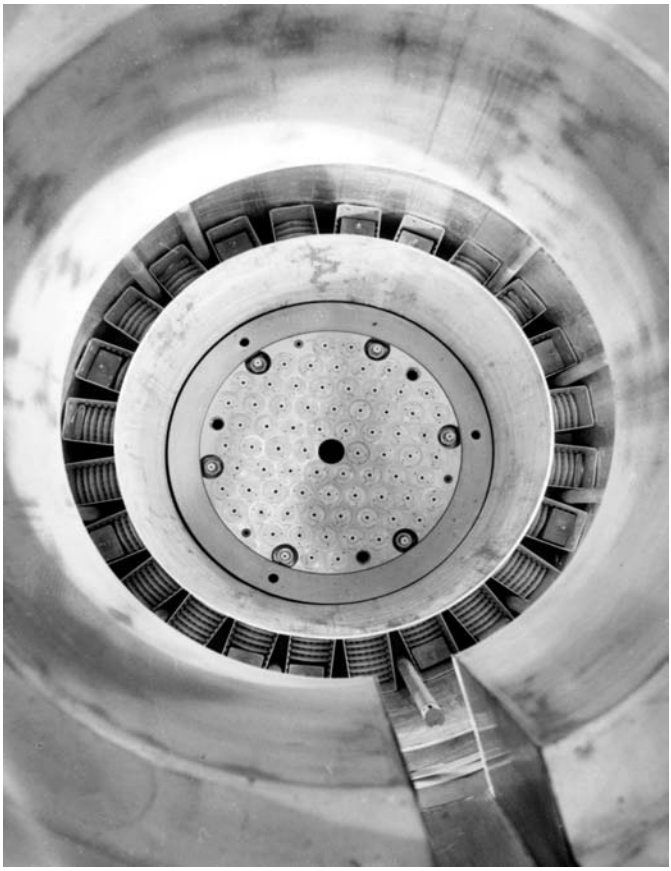


Abb. 12: Schnelles Einsatzgitter

- Kampagnenberechnungen (Kampagnenlänge, Umladeschemata etc.)
- die Nachrüstung einiger Systeme zur Modernisierung der Anlagen (Borsäure-Meßgerät, Incore-Detektorsystem, Prozessrechnersystem zur Erfassung der relevanten Reaktormeßdaten, Reaktivitätsmesser).

Dabei war auch das ZFK Rossendorf gefragt. Es wurden neue Abteilungen gebildet (Reaktormeßtechnik, Prozessrechentechnik), die die Nachrüstungsaufgaben übernahmen. Die Kampagnenberechnung und auch die Inbetriebsetzung waren Aufgaben des VEB AKW. Die experimentelle Reaktorphysik beschränkte sich zunächst auf die Teilnahme an der Inbetriebsetzung und führte dynamische Untersuchungen, u.a. Rauschuntersuchungen durch. Die

allerersten Analysen des Rauschens des Stromes einer Ionisationskammer bei unterschiedlichen Stadien der Inbetriebnahme des KKW Rheinsberg, bei 1- bis 3-Pumpenbetrieb, brachten ein überraschendes Ergebnis. In Abb. 13 sind auf der linken Seite die Spektraldichten des Ionisationskammerstromes bei den verschiedenen Stadien gezeigt. Sie zeigten eine bisher in Druckwasserreaktoren unbekannte Resonanz im niederfrequenten Bereich, deren Lage sich proportional zur Zahl der in Betrieb befindlichen Pumpen änderte. Ein untrügliches Zeichen für einen strömungsabhängigen Prozeß, der sich im Reaktor abspielte. Eine klare Aussage, um welchen Prozeß es sich handelte, war zu diesem Zeitpunkt nicht möglich, allerdings war dieses Meßergebnis der Anlaß, dass die Arbeiten zum Rauschen intensiviert wurden. Von Seiten des ZfK, der Akademie und dem VEB KKW wurde das Problem sehr ernst genommen. So wurde für die Inbetriebnahme des 1. Blockes in Lubmin 1973 ein gründliches Rauschanalyseprogramm vorbereitet und die technische Basis auf das damalige Welt-

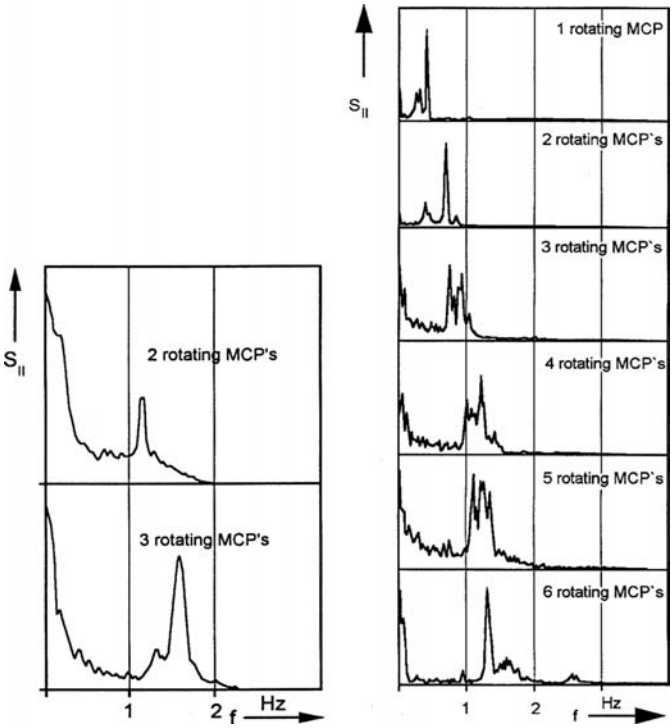


Abb. 13: Autospektraldichten des Ionisationskammerstroms bei Inbetriebnahmemessungen (links KKW Rheinsberg, rechts KKW Lubmin, Block 1)

niveau gehoben (Meßverstärker, Mehrkanal-Magnetbandspeicher, Analyserechner). Das Ergebnis dieser Untersuchungen ist in Abb. 13 auf der rechten Seite zu sehen: Die gleiche Resonanz und ihre Abhängigkeit vom Durchfluß, d.h. ein klarer Strömungseffekt. Eine naheliegende Vermutung war, daß strömungsinduzierte Schwingungen von Brennstoffkassetten oder Regelelementen die Ursache waren. Eine Frage war natürlich, wie gefährlich solche Schwingungen waren. Modellrechnungen ergaben, daß die Amplitude dieser Schwingungen im Bereich von mehreren mm liegen müßten. Von den sowjetischen Fachleuten wurde dies jedoch als unmöglich abgetan. Bei der Inbetriebnahme von Block 2 (1975) dann das gleiche Bild, jedoch dauerte es nur wenige Monate, bis die Ursache sich offenbarte. Bei einer Routinekontrolle am Block 2 wurde festgestellt, daß der untere Teil eines Regelelementes, die sog. Folger-Kassette, fehlte. Daraufhin wurden beide Blöcke abgeschaltet. Die Untersuchungen ergaben, daß Schwingungen der Regelelemente von bis zu 1 cm Amplitude zu gravierenden Beschädigungen an beiden Reaktoren geführt hatten. Die Reparatur der Blöcke und die Ausrüstung mit neuartigen Regelelementen dauerte ein halbes Jahr. Die Rauschanalyse gewann dabei erheblich an Ansehen und verführte auch zu übertriebenen Hoffnungen. Es wurden danach alle Blöcke mit eigenen Rauschanalysesystemen ausgerüstet, die vom Wissenschaftlichen Gerätebau des ZfK Rossendorf gebaut wurden. Es wurde über viele Jahre darum gekämpft, eine industrielle Fertigung dieser Systeme im Bereich des Ministeriums für Elektrotechnik durchzusetzen. Allerdings nur mit geringem Erfolg. Auf jeden Fall war für die Reaktordynamik damit auch eine klare Hauptrichtung vorgegeben, die bis zum Ende der DDR galt und auch außerhalb der Kernenergie, insbesondere in der Chemieindustrie, etliche Erfolge verbuchen konnte.

Abschließend möchte ich an Hand folgender Zeittafel eine Übersicht über alle 10 Reaktoren geben, die in der DDR-Zeit entstanden waren.

1957– der RFR als erster Reaktor mit 2 MW thermischer Leistung, später mit 10 MW
1962 – der RRR mit maximal möglicher Leistung von 1 kW
1966 – der WWER-70 in Rheinsberg mit 70 MW, elektrisch
1967 – die kritische Anordnung RAKE mit 10 W
1973 – der WWER-440, Block 1 in Lubmin
1975 – der WWER-440, Block 2 in Lubmin
1977 – der AKR 1 als Ausbildungsreaktor an der TU Dresden
1978 – der ZLFR als Ausbildungsreaktor an der TH Zittau
1981 – der WWER-440, Block 3 in Lubmin
1985 – der WWER-440, Block 4 in Lubmin

Der gegenwärtige Stand ist, daß bis auf den AKR 1 alle Reaktoren stillgelegt und z.T. schon abgebaut sind.

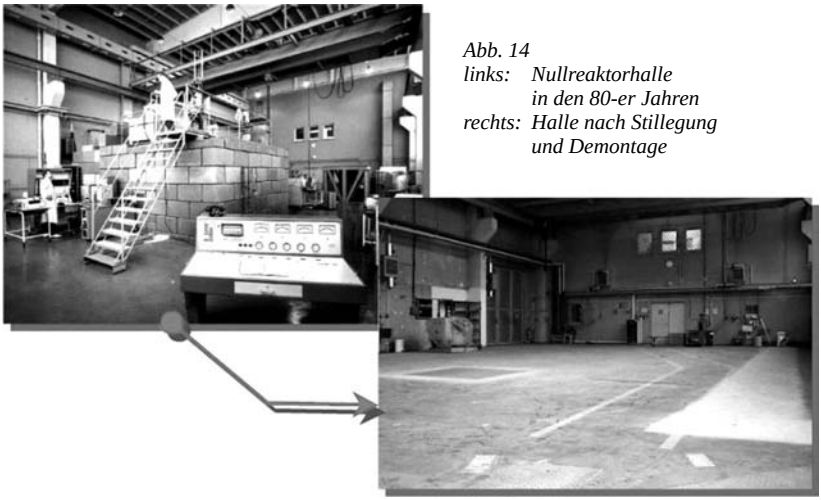


Abb. 14
links: Nullreaktorhalle in den 80-er Jahren
rechts: Halle nach Stillegung und Demontage

Zum Abschluß möchte ich ihnen auch bildlich den heutigen Stand der Reaktorphysik in den neuen Bundesländern an Hand von Abb. 14 demonstrieren: links der Anblick der Nullreaktorhalle in den 80-er Jahren, rechts nach Stilllegung und Demontage der beiden Nullreaktoren Ende der 90-er Jahre.

Ich danke Ihnen für die Aufmerksamkeit.

Sitzungsberichte der Leibniz-Sozietät *89(2007), 55–61*

Helmut Abel

Wie gefährlich ist Radioaktivität? – Problematik des Strahlenrisikos –

Vorbemerkungen:

Radioaktivität ist zum Symbol für hochgiftig geworden. Kontakt mit Radioaktivität wird als höchste Krebsgefahr empfunden. Dieses Empfinden hat sich im Verlaufe von Jahrzehnten zu einer psychischen Epidemie entwickelt. Nicht nur Politiker, auch Wissenschaftler förderten diese Entwicklung aus unterschiedlichen Gründen (Profilierungssucht, Einwerbung von Forschungsfördermitteln). Sachkenntnis ist in der Öffentlichkeit nicht verbreitet, aber jeder hat eine Meinung. Sie wird hartnäckig verteidigt, Abweichendes der Fälschung bezichtigt.

Um das Entstehen dieser epidemischen Furcht vor Radioaktivität verstehen zu können, sei der historische Hintergrund betrachtet. Er schließt die Einführung von „Grenzwerten“ und ihre Begründungen ein, Epidemiologie und Molekularbiologie und schließt ab mit den Auswirkungen auf die Folgen von Tschernobyl.

1. Grenzwerte.

In den ersten zwei Jahrzehnten nach Entdeckung der Röntgenstrahlung und der Radioaktivität (1895/96) häuften sich Berichte über strahleninduzierte Erkrankungen bei Ärzten und Röntgentechnikern an Krebs und Leukämie. Auf dem 2. Internationalen Röntgenkongress 1928 in Stockholm wurden Schutzmaßnahmen empfohlen und aus Umfragen über Arbeitsweisen und beobachtete gesundheitliche Schäden abgeleitete so genannte **Toleranzdosen** diskutiert. Aus dem damaligen Mangel an einheitlicher physikalischer Messtechnik wurde die Toleranzdosis an Hautreaktionen (Hautrötung) orientiert. Die Wahl des Begriffs Toleranzdosis schien nicht abwegig, weil durch die Entdeckung der natürlichen Radioaktivität in Boden, Luft und Wasser sowie der kosmischen Strahlung jeder Mensch einer dauernden Exposition ionisierender Strahlung ausgesetzt ist, natürlicherweise und unvermeidlich.

Die Empfehlungen von Schutzmaßnahmen und die Beachtung von zunächst nur qualitativ definierten Toleranzdosen hatten bereits einen durchschlagenden Erfolg. Nur noch sehr vereinzelt wurden berufsbedingte Strahlenerkrankungen registriert.

Durch die inzwischen entwickelte Messtechnik war es möglich geworden, die berufsbedingten Expositionen an Arbeitsplätzen einheitlich und vergleichbar zu registrieren. Außerdem konnte für den Warnwert ‚Hautrötung' ein ungefährer Expositionswert bestimmt werden; nach heute geltender Maßeinheit mit 2 mSv pro Tag. 1934 wurde dieser Wert als ‚Grenzwert' international empfohlen. Aus Mangel an tiefer gehenden Erkenntnissen über Strahlenschäden wurde er nicht als Toleranzdosis bezeichnet, sondern als **maximal zulässige Dosis.**

Die nun mögliche messtechnische Kontrolle der individuellen berufsbedingten Expositionen ergab, dass 2 mSv pro Tag an allen Arbeitsplätzen stets weit unterschritten blieb. Es war folglich problemlos möglich, einen kleineren Grenzwert zu wählen, 1 mSv pro Tag. Weil es nicht gelang, Beziehungen zwischen Grenzwert und Krebserkrankungsrate zu erkennen, wurde gleichzeitig empfohlen, ihn nicht mehr als ‚maximal zulässig' zu benennen, sondern darauf zu orientieren, die berufsbedingten Expositionen **so niedrig wie möglich** zu halten. In den folgenden Jahrzehnten zeigte sich, dass immer kleinere Grenzwerte gewählt werden konnten, weil sie stets problemlos einhaltbar waren. Zu keiner Zeit konnten jedoch Beziehungen zwischen den Grenzwerten und Krebsrisiken quantifiziert werden.

Inzwischen war man hinsichtlich der Messungen naturbedingter Strahleneinwirkungen zu sehr genauen Werten gelangt. Weltweit schwanken die naturbedingten Strahleneinwirkungen von etwa 2 mSv pro Jahr bis zu einigen 10 mSv pro Jahr. Obgleich auch hier durch epidemiologische Studien keine Widerspiegelungen dieser Schwankungen in Krankheitsbildern gefunden werden konnten, wurde 1990 der Grenzwert (umgerechnet) auf etwa 0,1 mSv pro Tag festgelegt. Auch dieser Wert erwies sich als problemlos einhaltbar. Die Nähe zu den Werten der natürlichen Strahlenexpositionen führte nun jedoch dazu, die Formulierung ‚so niedrig wie möglich' durch **so niedrig wie vernünftigerweise erreichbar** zu ersetzen.

Aus der zunehmend breiteren Anwendung von Strahlungsquellen, in der Medizin, der Forschung und der Industrie, einschließlich der Kernenergieindustrie, folgte die Notwendigkeit der Festlegung von Grenzwerten für die Strahlenexposition der Bevölkerung. Da es keinen Hinweis auf Krebsrisiken im beruflichen Dosis-Grenzwertbereich gab, wurden sie stets etwa um einen Faktor 10 niedriger als für berufsbedingt mit Strahlung umgehende Personen

festgelegt. Gegenwärtig liegt er mit 1 mSv pro Jahr unter den Werten der naturbedingten Strahlenexpositionen. D.h., dass die Bevölkerung schon natürlicherweise eine höhere als dem gegenwärtigen Bevölkerungs-Grenzwert entsprechende Strahlenexposition erfährt.

So verantwortungsbewusst der Wandel von **Toleranzdosis** über **maximal zulässig**, **so niedrig wie möglich** bis zu **so niedrig wie vernünftigerweise erreichbar** erscheinen mag, Verwirrungen in der Öffentlichkeit konnten nicht ausbleiben.

2. Epidemiologie

Dass Strahlenexpositionen zu Krebserkrankungen führen können, hatte sich, wie schon erwähnt, in der Pionierzeit der Röntgendiagnostik gezeigt und war der Anlass für die Wahl von Grenzwerten. Epidemiologische Studien konnten jedoch für die Expositionsbereiche der Grenzwerte keine erhöhten Krebsrisiken sicher belegen. Als quälende Frage blieb, wie ein Risikoanstieg oberhalb der Grenzwerte verlaufen könnte. Weil Grenzwerte gesetzlich festliegen, nicht überschritten werden dürfen, schien diese Ungewissheit nicht behebbar.

Es gab jedoch eine dramatische Überschreitung, eine gewollte, 1945, in Hiroshima/Nagasaki.

Durch Feuer, Hitze- und Druckwellen stürzten spontan Wohnhäuser und Fabriken ein. Weit über hunderttausend Menschen fielen dem zum Opfer. Hinzu kamen einige tausend Todesopfer infolge extrem blitzartiger Strahlenexpositionen (bis 50.000 mSv). All das war voraussehbar und gewollt, so unvorstellbar es klingt.

Von den Überlebenden konnten etwa 80.000 Menschen in epidemiologischen Studien erfasst werden. Mit größter Sorgfalt wurden dosimetrische und klinische Daten über Jahrzehnte hinweg analysiert und versucht, eine Beziehung zwischen den erlittenen Strahlenexpositionen und den dadurch bedingten erhöhten Krebssterblichkeiten zu erkennen.

Die Studien ergaben bei Gruppen von Überlebenden mit Expositionen über 100 mSv zweifelsfreie Hinweise auf erhöhte Krebssterblichkeitsraten, zunehmend mit den Expositionswerten. Bei der größten Gruppe der Überlebenden (über 20.000 Personen umfassend), die Expositionen unter 100 mSv erfahren hatte, ergaben sich im Vergleich zur allgemeinen japanischen Bevölkerung keine sicheren Hinweise auf erhöhte Krebssterberaten. Wie der Übergang von Werten unter 100 mSv zu höheren Werten verläuft, war jedoch wiederum nicht sicher zu erkennen. Man entschloss sich für eine lineare Extrapolation vom Bereich sicher erkennbarer Risikozunahme bis zum Expositionswert Null herunter. Dies ergab die Beziehung 5% pro 1000 mSv. Sie besagt, dass bei 100

mit 1.000 mSv bestrahlten Personen (unter den Bedingungen in Hiroshima/ Nagasaki) 5 strahlenbedingt an Krebs gestorben sein könnten. Daraus errechneten sich für den Bereich unter 100 mSv Krebssterberaten, die über den registrierten Raten lagen, mit der Realität also unvereinbar waren. Die Internationale Strahlenschutzkommission warnte deshalb und warnt auch heute noch davor, diese Beziehung als allgemein anwendbar für Prognosen zu werten. Doch erstmalig war eine Beziehung zwischen Dosis und Krebs formuliert. Sie wurde zum Spielball für Voraussagen über strahleninduzierbare Krebssterberaten, einschließend den Krebsbeitrag der naturbedingten Strahlenexpositionen, der Röntgendiagnostik und der zu erwartenden Krebserkrankungen infolge der Tschernobyl-Katastrophe. Bevor betreffend Tschernobyl auf die Kluft zwischen derartigen Prognosen und den Realitäten hingewiesen werden soll, sei kurz auf Einsichten der Molekularbiologie zur Krebsentstehung eingegangen.

3. Molekularbiologie.

In den zwanziger Jahren des vergangenen Jahrhunderts war eines der zentralen Themen in der Genetik die Erforschung der Ursachen spontaner Mutationen. Weder über das Gen noch über den Mechanismus der Mutation gab es konkrete Vorstellungen.

Der US-amerikanische Genetiker H. J. Muller (späterer Nobelpreisträger) entdeckte (1927/28), dass Röntgenstrahlen vererbbare Mutationen induzieren können. Besonders bemerkenswert war, dass dies für alle bekannten Typen spontaner Mutationen galt. Das ließ die Vermutung nahe liegend erscheinen, in der naturbedingten ionisierenden Strahlung die Ursache der spontanen Mutationen zu sehen. Doch diese Vermutung wurde schon wenige Jahre später von Muller selbst und unabhängig von ihm zeitgleich auch in Deutschland von N. W. Timofeeff-Ressovsky und Boris Rajewski auf zwei Wegen widerlegt. Durch wirksame Abschirmungen der kosmischen Strahlung, unterschiedliche Intensitäten der Strahlung realisierend, konnte gezeigt werden, dass die spontane Mutationsrate völlig unabhängig ist von der Intensität der kosmischen Strahlung. Im Einklang damit ergab eine einfache Rechnung unter der bewusst überschätzenden Annahme, dass jede Ionisation im biologischen Objekt eine Mutation bewirkt, dass die naturbedingte ionisierende Strahlung 1.000 mal zu schwach ist, um die spontane Mutationsrate bewirken zu können. Geschlossen wurde daraus, spontane Mutationen müssen ihre Ursache in den genetischen Strukturen selbst haben.

Diese Überlegungen mündeten in den wegweisenden Vorstellungen, dass Gene periodisch geordnete riesige Atomverbände sind und spontane Mutatio-

nen auf atomaren Umlagerungen von Atomen infolge natürlicher thermodynamischer Schwankungen der Bindungsenergien im Atomverband sowie auf intrazellulären biochemischen Prozessen beruhen. Erstmalig waren damit anfangs der dreißiger Jahre des vorigen Jahrhunderts Vorstellungen über die atomare Grundstruktur der Gene formuliert worden, die in den fünfziger Jahren eine glänzende Bestätigung bei der Strukturaufklärung der DNS als dem Grundgerüst der Gene fanden.

Heute wissen wir, dass im Zellkern einer menschlichen Zelle von einigen µm Durchmesser die DNS gestreckt eine Länge von fast einem Meter erreicht. Das bedingt ein starkes Verdrillen der DNS im Zellkern und damit eine hohe Empfindlichkeit. Natürliche thermodynamische Schwankungen der Bindungsenergien innerhalb des Atomverbandes können Strukturstörungen bewirken. Nach aktuellen Schätzungen entstehen in der DNS einer menschlichen Zelle spontan, d.h. ohne jede äußere Einwirkung, stündlich etwa 10.000 Strukturstörungen, darunter Brüche in den Strängen der DNS und fehlerhafte Bindungen von Atomen untereinander. Wie bei so hoher spontaner Störungsrate im genetischen Apparat der Zellen diese ihre Funktionen aufrechterhalten und teilungsfähig bleiben können, blieb lange Zeit ein Rätsel. Erst mit der Entdeckung, dass in der DNS auch Informationen gespeichert sind, die der eigenen Kontrolle auf Intaktheit aller Informationen und auch der intrazellulären Reparatur erkannter Störungen dienen, löste sich dieses Rätsel auf. Die DNS ist im Zellkern in einer Vielzahl von Untereinheiten (1.000-2.000) organisiert, von der jede für sich autonom Störungen erkennen und reparieren kann. Eine Störung löst ein Signal aus, auf beiden Seiten der Störung wird die DNS enzymatisch abgebaut und ein neu synthetisierter Abschnitt wieder eingebunden. Ein geradezu sophistischer Vorgang, der innerhalb von Minuten abläuft.

Im Vergleich zur spontanen Störrate in der DNS von stündlich 10.000 entsteht naturbedingt strahleninduziert in hunderten von Stunden eine DNS-Störung. Das bedeutet, dass häufig neben einer strahleninduzierten Störung in einem DNS-Abschnitt gleichzeitig eng benachbart spontan entstandene DNS-Störungen liegen können, die bei der signalisierten Reparatur der strahleninduzierten Störung mit aufgehoben werden. Strahleninduzierte DNS-Störungen, solange sie vergleichsweise zu den spontanen Störungen selten auftreten, tragen also mithin über ihre Reparatur zur Begrenzung der spontanen Störrate bei. Diese Balance gilt auch noch im Grenzwert-Expositionsbereich und lässt verstehen, dass sich kein Krebsrisiko epidemiologisch hat belegen lassen.

Einer linearen Extrapolation von Risikowerten bis herunter zum Expositionswert Null widerspricht auch eine weitere molekularbiologische Einsicht. Seit langem schon ist bekannt, dass zwei charakteristische Merkmale Krebszel-

len auszeichnen. Während gesunde Zellen nur eine begrenzte Anzahl von Zellteilungen erleben, sind Krebszellen ‚unsterblich', sie teilen sich unbegrenzt weiter. Sich teilende gesunde Zellen signalisieren sich bei Erreichen von Kontakten mit Nachbarzellen Teilungsstopp, Krebszellen signalisieren sich dies nicht. Diese Merkmale weisen darauf hin, dass im Informationsspeicher der Krebszellen ganze Texte verändert oder verloren gegangen sein müssen. Das erfordert Mutationen in mehreren Genen und widerspricht gleichfalls der Annahme einer linearen Beziehung zwischen Dosis und Krebsinduktion bis zu beliebig kleinen Dosiswerten, also der Behauptung, jede noch so geringe Strahlenexposition erhöhe das Krebsrisiko. Nun zur Kluft zwischen Prognosen und Realität bezüglich Tschernobyl.

4. Tschernobyl.

Eine klinische Diagnose ‚Krebs' löst Ängste und Verzweiflung aus; eine Voraussage ‚Krebs' gleichfalls. Für Ukrainer, Russen und Weissrussen wurden zigtausende Krebserkrankungen, massenhafte Fehl- und Mißgeburten auf der Grundlage pseudowissenschaftlicher Beziehungen zwischen Strahlenexpositionen und Krebs vorausgesagt. Alle Medien griffen begierig diese Horrorszenarien auf. 20 Jahre sind seit der Katastrophe vergangen und diese Horror-Voraussagen haben sich nicht bestätigt.

In einem aus Russland vorliegenden Bericht heißt es:

Die Resultate epidemiologischer Studien zeigen, dass in der am stärksten kontaminierten Region Bryansk die Leukämie-Erkrankungsrate nicht höher ist als im Lande allgemein.

Bei soliden Tumoren wurde ebenfalls kein sicherer Hinweis auf erhöhte Raten registriert. Weil die Latenzperiode solider Tumore 10 Jahre und mehr beträgt, werden diese epidemiologischen Studien fortgeführt.

Bei kindlichen Schilddrüsenkrebserkrankungen war eine erhöhte Rate als statistisch sicher registriert worden.

Im Bericht der UN heißt es:

Mythen und Fehlauffassungen in Bezug auf die Strahlungsgefahr haben zu einem „lähmenden Fatalismus" bei den Einwohnern der betroffenen Gebiete geführt.

Die Folgen von Tschernobyl sind für die psychische Gesundheit der Einwohner als „das größte öffentliche Gesundheitsproblem, das vom Unfall verursacht wurde, zu benennen". Die Angst vor den gesundheitlichen Folgen der Strahlung zeigt keinerlei Abnahme.

Mehr als 350.000 Menschen sind von den am stärksten verseuchten Gebieten umgesiedelt worden, davon 116.000 sofort nach dem Unfall. Selbst wenn

die Menschen Entschädigungen für ihre Verluste, freie Unterkunft und die Wahl des Ortes ihrer Wiederansiedlung freigestellt bekamen, war die Erfahrung für sie traumatisch und hat viele arbeitslos gemacht und sie mit dem Glauben zurückgelassen, dass sie keinen Platz in der Gesellschaft haben.

Untersuchungen zeigen, dass diejenigen, die dort geblieben oder in ihre Häuserzurückgekehrt sind, mit den Nachwirkungen besser fertig wurden als jene, die umgesiedelt wurden. Spannungen zwischen den Neuansiedlern und den alten Einwohnern in den Umsiedlungsorten trugen auch zur Ächtung bei, der sich die Neuankömmlinge ausgesetzt fühlten.

Schlusswort.

Tschernobyl war eine Katastrophe, die hunderttausenden Menschen extremes Leid gebracht hat. Die beiden zitierten Berichte über die realen Folgen 20 Jahre danach besagen nicht, es sei „nicht so schlimm gewesen“. Gegenwärtig sind weltweit über 400 Kernenergieanlagen in Betrieb, wahrscheinlich noch Jahrzehnte und es könnten mehr werden. Die Risiken sind nicht als harmlos zu bewerten. Sie werden aber durch organisierte Ängste vervielfacht. Tschernobyl steht für ein Versagen von Politik und Wissenschaft.

Sitzungsberichte der Leibniz-Sozietät *89(2007), 63–73*

Rudolf Münze

Entsorgung radioaktiver Abfälle in Deutschland

50 Jahre Kernenergie und Entsorgung ihrer radioaktiven Abfälle.

Weshalb steht dieses Problem, neben der Sicherheit von Kernkraftwerken, bei den Auseinandersetzungen um die weitere Nutzung der Kernenergie noch immer auf der Tagesordnung?

Soweit bekannt, gibt es weltweit noch kein Endlager im Betrieb, ungeachtet dessen, dass wissenschaftlich-technische Lösungen längst bekannt sind. Es fehlt an der notwendigen gesellschaftlichen Akzeptanz, ein Phänomen, das auch bei anderen Vorhaben oder Veränderungen auftritt, die in die unmittelbare Lebenswirklichkeit der davon betroffenen Bevölkerung eingreifen.

Zu den Gründen kommt die vom Bundesumweltminister eingesetzte Kommission „Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte“, abgekürzt AkEnd, in ihren Empfehlungen zu folgender Aussage: „Bislang sind nicht nur in Deutschland, sondern in den meisten Ländern, in denen nach einem Endlager gesucht wird, alle Versuche, einen Standort zu realisieren, am Widerstand der Bevölkerung gescheitert.“ Die Ursache ist eine tiefe Vertrauenskrise der Bevölkerung in die legitimierten bzw. etablierten Organe und Einrichtungen, die bei Befragungen zur Glaubwürdigkeit der Informationen zur Kernenergie und zur Akzeptanz von Entscheidungen legitimierter Vertreter klar zum Ausdruck kommt. Ich zitiere:

„In den letzten Jahrzehnten hat sich neben der repräsentativen und formalisierten Demokratie eine eher informelle und situative Form demokratischer Willensbildung und Interessendurchsetzung herausgebildet. Die Einbeziehung der Bevölkerung ist höchstwahrscheinlich der einzige Weg, um ein Endlager realisieren zu können, auch wenn dieser Weg aufwändig und schwierig zu sein scheint“. [1]

Zum Stand

In der DDR war das Entsorgungsproblem gelöst. Die verbrauchten Brennelemente aus den Kernkraftwerken Rheinsberg und Lubmin wurden, langfristig vertraglich gebunden, in die Sowjetunion zurückgeführt. Mit der Inbetrieb-

nahme des Endlagers für Radioaktive Abfälle (ERAM) 1970 in Morsleben war die Endlagerung der mittel- und schwach aktiven Abfälle aus dem Kernkraftwerksbetrieb einschließlich der aus der Radionuklidanwendung in Forschung, Technik und Medizin gelöst. Bis 1998 wurden dort 36.750 Kubikmeter radioaktive Abfälle, davon ca. 40% bis 1991 und 60% von 1994-1998 eingelagert. Etwa 44% davon stammen aus den Kernkraftwerken Rheinsberg und Lubmin, 37% aus den Kernkraftwerken der alten Bundesländer und 19% aus sonstigen Quellen, wie Forschungseinrichtungen, Landessammelstellen und der Bundeswehr. Die Aktivität der endgelagerten Abfälle beträgt etwa $2x10^{14}$ Bq [2]. Ab 1999 wurden keine weiteren Abfälle angenommen. 2000 wurde der Rückbau mit Verfüllungsmaßnahmen begonnen.

In der alten Bundesrepublik, die offiziell bis 2000 das Konzept der Wiederaufarbeitung verfolgte, ist die Endlagerung nach 35 Jahren noch immer eine „unendliche Geschichte“ mit Höhen und Tiefen und offenem Ausgang.

So weit bekannt, wird der aktuelle Stand durch den Atomkonsens, d.h. den Ausstieg aus der Kernenergienutzung einschließlich des 3 – 10jährigen Moratoriums für das Endlagerprojekt Gorleben, bestimmt. Damit wurden, bis auf einen Erhaltungsbetrieb, alle noch laufenden Arbeiten zum bereits 1996 beschlossenen Endlager Gorleben abgebrochen [3]. Zur Vorbereitung des weiteren Vorgehens wurde im Jahre 2000 vom Bundesumweltminister die Arbeitsgruppe „Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte“ mit der Aufgabe, „ein nachvollziehbares Verfahren für die Suche und die Auswahl von Standorten zur Endlagerung aller Arten radioaktiver Abfälle in Deutschland zu entwickeln“, berufen. In den Ende 2002 abgeschlossenen und veröffentlichten Empfehlungen [1] werden neben Sicherheits- und Auswahlkriterien auch Wege zur Erreichung der notwendigen Akzeptanz durch die Bevölkerung formuliert bzw. vorgeschlagen. Sie lehnen sich an bereits erfolgreich erprobte Konzeptionen, z.B. Schwedens und der Schweiz [4] an.

In der Koalitionsvereinbarung der Schwarz-Roten Regierung ist die Absicht formuliert, dazu noch in dieser Legislaturperiode eine Entscheidung zu treffen. Wie sie ausfallen wird, wissen wir nach den bisher bekannten Äußerungen beider Seiten nicht.

Danach tritt die CDU mit Hinweis auf den bereits angefallenen finanziellen und zeitlichen Aufwand für die Aufhebung des Moratoriums, d.h. für die Weiterführung der Arbeiten in Gorleben ein. Der Bundesumweltminister (SPD) dagegen versucht, die bisherige Linie fortzusetzen, d.h. die Standortentscheidung bis zum Vergleich mit weiteren Standorten, der nach den Vorschlägen des erwähnten Arbeitskreises frühestens ab 2010 möglich wäre, zu verschieben. Unter Einbeziehung der Ergebnisse zahlreicher Gesprächsrunden mit In-

dustrieverbänden, Land- und Bundestagsabgeordneten, kommunalen Vertretungen, Gewerkschaften und Kirchenverbänden, Bürgerinitiativen, Schulklassen sowie Informationsreisen in die USA, Schweden und die Schweiz sollen zunächst die Gebiete, in denen sich bekannte, prinzipiell geologisch geeignete Formationen befinden, an Hand von geowissenschaftlichen Auswahlkriterien im Hinblick auf die Errichtung eines Endlagers untersucht werden, um dann in folgenden Schritten unter Einbeziehung von Abwägungskriterien das Untersuchungsgebiet weiter einzugrenzen, bis schließlich ein bestmöglicher Standort gefunden worden ist. Die Chancen, diese Aufgabe in der zur Verfügung stehenden Zeit zu lösen, werden wie folgt eingeschätzt [1]:

„Das Ziel der Bundesregierung, bis zum Jahr 2030 ein betriebsbereites Endlager zur Verfügung zu haben, hält der AkEnd für ambitioniert angesichts der Aufgaben, die es in diesem Zeitraum zu bewältigen gilt. Gleichwohl ist er der Meinung, dass das Auswahlverfahren so angelegt ist, dass die Auswahl von Standorten für die untertägige Erkundung bis zum Jahr 2010 erfolgen kann. Dies macht jedoch die zügige Legitimierung und Durchführung des Auswahlverfahrens erforderlich.“

Aufkommen radioaktiver Abfälle in der Bundesrepublik Deutschland

Beim Betrieb eines Kernkraftwerks mit einer elektrischen Leistung von 1.000 MWe und einem durchschnittlichen Abbrand von 33.000 MWd/t (Megawatt-Tagen) fallen jährlich etwa 30 Tonnen Schwermetall, das ist abgebrannter Brennstoff, an. Wird dieser wieder aufgearbeitet, d.h. restliches Uran und Plutonium für eine weitere Nutzung abgetrennt, verbleiben langlebige Spaltprodukte und weitere Transuraniumelemente, die in Glaskörper (Kokillen) eingeschmolzen werden.

Vom gesamten Abfallvolumen für 1.000 MWe pro Jahr (insgesamt 224 m^3), das sich auf

- ca. 4 m^3 hochaktive Glaskokillen
- ca. 20 m^3 Wärme entwickelnde mittelaktive Abfälle
- ca. 200 m^3 nicht Wärme entwickelnde Abfälle

verteilt, bleiben 24 m^3 hochaktive, Wärme entwickelnde Abfälle, die in ein geologisches Endlager zu verbringen sind. Für die gesamte, derzeit in Deutschland installierte Kernkraftwerkskapazität von etwa 20 Gigawatt wären das 480 m^3 pro Jahr. Das entspricht einem Würfel von lediglich 7,8 m Kantenlänge. Die nicht Wärme entwickelnden mittelaktiven Abfälle können, wie bisher ober- oder unterirdisch solange kontrolliert gelagert werden, bis ihre Radioaktivität unter den kontrollpflichtigen Wert gesunken ist. Danach können sie wie nichtaktive Abfälle deponiert werden.

Mit dem Beschluss zum Atomausstieg wurde das bis 2000 geltende Konzept der Wiederaufarbeitung, die, nachdem sie gegen den Widerstand der betroffenen Bevölkerung nicht durchzusetzen war, in Großbritannien und Frankreich durchgeführt werden wird, aufgegeben. Die entsprechenden Verträge sind 2005 ausgelaufen. Bis dahin nicht abgegebene Brennelemente müssen unverarbeitet gelagert werden. Damit erhöht sich das einzulagernde Volumen auf etwa das doppelte des oben angegebenen Wertes.

In der folgenden Tabelle ist der Bestand an radioaktiven Abfällen und dessen prognostizierte Entwicklung nach AkEnd 2002 nach 9. Novelle des Atomgesetzes vom 27. April 2002 (Beschränkung der Strommenge aus KE-Nutzung = „Atomausstieg“) [1], ergänzt durch die Tailings der Uranerzgewinnung und Aufarbeitung in der DDR, zusammengestellt.

Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmentwicklung in m^3 etwa 1 % der Gesamtaktivität *)					
Bestand	Prognose	Prognose	Prognose	Prognose	Summe
Ende 2000	2001-2010	2011-2020	2021-2030	2030-2040	
76.000	58.000	54.000	76.000	33.000	**297.000**
Tailings	ca.175 Mio t ≈ 450 Mio m^3 ≈ ca. 10^{15} Bq Ra-226				
Wärmeentwickelnde Abfälle in m^3 (etwa 99 % der Gesamtaktivität **)					
8.400	9.200	5.700	700	Ca. 27	**24.000**
*) niedrig- mittelaktive Abfälle aus wiss. Instituten, Medizin, Forschung, KE usw. **) hoch aktive Abfälle aus Kerntechnik (Kokillen, Brennelemente)					

Wie bereits erwähnt, macht die Einlagerung der Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung im Sinne dieses Vortrags keine Probleme.

Die Sanierung der Tailings (Reststoffe) der Urangewinnung durch die Wismut ist weitgehend abgeschlossen.

Die Grundlage für diese Einschätzung, d.h. Begrenzung des Abfallaufkommens auf die im Atomkonsens vereinbarte maximale Laufzeit der in Betrieb befindlichen Reaktoren, war der politisch gewollte irreversible Ausstieg aus der Kernenergienutzung. Wissenschaftlich-technische Entwicklungen der internationalen Kernenergietechnik, wie Reaktoren der vierten Generation, Laufzeiten bis mindestens 60 Jahre und deren Konsequenzen für die Endlagerung blieben daher unberücksichtigt.

Angesichts steigender Kosten der fossilen Brennstoffe, der begrenzten Möglichkeiten der Substitution durch regenerative Energien und Einsparungen sowie des zunehmenden internationalen Trends zur Verlängerung der Reaktor-

laufzeiten, wird diese Entscheidung auch in Deutschland infrage gestellt. Dabei spielt auch die Wettbewerbsfähigkeit der Energieerzeugung und der davon betroffenen Wirtschaft am Standort Deutschland eine Rolle. Nach Angaben der Energiewirtschaft [5] würde bei 60 Jahren Gesamtlaufzeit die gesamte installierte Kapazität bis 2030 am Netz bleiben. Damit würden die Braunkohleverstromung um 18% sowie die ansonsten geplanten gesamten Erdgasimporte um 22% sinken. Die daraus resultierende Absenkung der Kosten für die Stromerzeugung wird mit 24% angegeben, die sich vor allem in einer Verringerung der in Deutschland überhöhten Strompreise für das produzierende und Dienstleistungsgewerbe niederschlagen könnten.

Die daraus folgenden Konsequenzen für die Endlagerung sind nach Einschätzungen des Bundesamtes für Strahlenschutz [2] steigende Abfallmengen und zwar, für Laufzeiten von:

- 32 Jahre (Atomgesetz) ab 2005 5.800 t Schwermetall
- 40 Jahre 9.200 t Schwermetall
- 60 Jahre 17.500 t Schwermetall

Die bisher angesetzte Endlagerkapazität reicht dafür nicht aus. Daher ist die überfällige Entscheidung zur Endlagerung für die Entwicklung einer wettbewerbsfähigen Energiewirtschaft in Deutschland von strategischer Bedeutung. Die dafür notwendigen Aufwendungen leiten sich von dem zu erreichenden Schutzziel ab.

Ableitung von Schutzzielen

Langzeitsicherheit:

Die Ableitung quantifizierbarer Schutzziele wird wesentlich davon mitbestimmt, welche Risiken man unter den gegebenen Umständen für akzeptabel hält, und hängt damit vom wissenschaftlichen Erkenntnisstand zur Höhe der Gefährdung und ihrer gesellschaftlichen Bewertung im Vergleich zu anderen Lebensrisiken ab.

In Bezug auf die Endlagerung langlebiger Schadstoffe ist die Dauer des Isolations- und Nachweiszeitraums eine wichtige Kenngröße. Während noch 1998 in einer gemeinsamen Stellungnahme der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und der Strahlenschutzkommission in Übereinstimmung mit den Empfehlungen der Internationalen Atomenergiebehörde eine nachweisliche Sicherheit eines Endlagers für radioaktive Abfälle für den Zeitraum von etwa 10.000 Jahren zu fordern ist, werden heute Nachweiszeiträume von etwa 1 Million Jahren diskutiert. Diese Verlängerung wird damit begründet, dass die lokale Konzentration langlebiger Radionuklide, insbesondere des Uran-238,

d.h. des nicht verbrauchten Urans selbst nach dieser Zeit höher ist, als in natürlichen Lagerstätten. Abgebrannte Brennelemente, die nach dieser Zeit ganz oder teilweise wieder in die Biosphäre gelangen, würden aufgrund ihrer Photonen-Ortsdosisleistung von 0,1–1 mSv/h in 1 m Abstand eine erhebliche Gefahr darstellen. Anderseits wird darauf hingewiesen, dass ein strenger Langzeitsicherheitsnachweis nicht bis zu dem Zeitpunkt (>10 Millionen Jahre) geführt werden kann, zu dem die radioaktiven Abfälle keine Gefahr mehr darstellen.

In diesen Zeiträumen laufen geologische Prozesse ab, die nicht mehr wissenschaftlich fundiert zu prognostizieren sind. Man denke nur daran, dass in diesen Zeiträumen die Alpen und der Oberrheingraben entstanden sind. In noch viel kürzeren Zeiträumen wurden das norddeutsche Flachland und der vorgelagerte Sockel mehrfach vom Meer überflutet. Offensichtlich werden Prognosen zur Standortentwicklung über derartige Zeitbereiche spekulativ. Ungeachtet dessen kann der Zeitraum, für den die geologische Entwicklung prognostizierbar ist, für die Standortentscheidung sinnvoll sein.

Radiologische Schutzziele:

Die radiologischen Schutzziele für die Betriebsphase des Endlagers (Einlagerung und Überwachung bis zur Verschließung) ergeben sich aus der Strahlenschutzverordnung für den Betrieb kerntechnischer Anlagen.

Für die Nachbetriebsphase wird gefordert, dass das Risiko, einen schweren gesundheitlichen Schaden aus der Strahlenexposition (Individualdosis) zu erleiden, zu begrenzen ist. Als Grenze ist eine Individualdosis von 0,1 mSv/a festgelegt. Sie liegt innerhalb der Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenbelastung, die in Deutschland 4,3 ± 0,3 mSv/a beträgt. Das entspricht dem zusätzlichen Risiko einer strahleninduzierten tödlichen Krebserkrankung von $2x10^{-7}$. Dieser Wert ist mit der spezifischen Aktivität der eingelagerten abgebrannten Brennelemente nach >10 Millionen Jahren kompatibel.

Angesichts dieser langen, nur unzureichend prognostizierbaren Zeiträume hat es nicht an Versuchen gefehlt, diese durch Veränderung der Radionuklidzusammensetzung vor der Einlagerung zu verkürzen.

Zusammensetzung, Abklingverhalten und Radiotoxizität der Wärme entwickelnden Abfälle

Beim Kernkraftwerksbetrieb KKW anfallende radioaktive Endstoffe setzen sich aus unverbrauchtem Kernbrennstoff (U-235, U-238, Pu-239), Spaltprodukten des U-235 sowie weiteren Transuraniumelementen zusammen.

Die Radioaktivität der abgebrannten Brennelemente wird in den ersten bis zu tausend Jahren von langlebigen Spaltprodukten mit Halbwertszeiten von etwa 30 Jahren (Cäsium.137, Strontium-90) bestimmt, die in dieser Zeit abklingen.

Danach bestimmen minore Aktinide, das sind Transuraniumelemente, mit im Vergleich zum Plutonium-239 wesentlich geringeren Aktivitäten, den weiteren zeitlichen Verlauf der Radioaktivität.

Zu diesen gehören das aus Pu-241 nachwachsende mittellebige Americium-241 ($t_{1/2}$ = 432 a), nach ca. 5.000 Jahren gefolgt vom Americium-243 und den Plutoniumisotopen Pu-240 und Pu-239 und ab mehr als 10^7 Jahren Np-237 ($t_{1/2}$ = 2,2x10^7 a), Cs-135 ($t_{1/2}$ = 2,9x10^6a) sowie die nachwachsenden Zerfallsprodukte des Uran-238 wie Ra-226 ($t_{1/2}$= 1.600 a) und Thorium Th-229 ($t_{1/2}$ = 7.10^3 a).

Die Radiotoxität bzw. das Gefährdungspotential dieser Radionuklide hängt außer von ihrer Radioaktivität noch von der Strahlenabsorption im Gewebe ab, die für α-strahlende Aktiniden bedeutend höher ist als bei β,γ-emittierenden Spaltprodukten. Durch Abtrennung und/oder Umwandlung dieser sehr langlebigen Radionuklide in kürzerlebige bzw. stabile könnte der mit dem radiologischen Schutzziel vereinbarte Isolationszeitraum um Größenordnungen verkürzt und damit die Sicherheit eines Endlagers erhöht werden.

Möglichkeiten zur Umwandlung in weniger radiotoxische Elemente bieten sich durch Bestrahlung in kritischen und unterkritischen Reaktoren an, verbunden mit einer Abtrennung der Kernreaktionsprodukte – eine Kombination, die unter dem Begriff P&T-Verfahren (partition and transmutation) bekannt ist [6].

Bei der konventionellen Wiederaufarbeitung, d.h. Abtrennung der Plutoniumisotope, wird eine Reduzierung der Radiotoxität des eingelagerten Abfalls (Spaltprodukte und restliche minore Aktiniden) um 0,5 – 1 Größenordnung erreicht.

Die Anwendung des P&T-Verfahrens verspricht sogar bis zu 3 Größenordnungen geringere Radiotoxizitäten. Das verbleibende Gefährdungspotential würde bereits nach ca. 1.000 Jahren das Niveau des unbestrahlten Brennstoffs erreichen.

Diese neuen Varianten der Abfallbehandlung werden gegenwärtig weltweit untersucht. Die bisher erreichten Ergebnisse bestätigen den Erfolg dieser Konzeption. Eine praktische Nutzung ist aber erst dann zu erwarten, wenn die Weiterverwendung der abgetrennten Kernbrennstoffe, Uranium- und Plutoniumnuklide in sicheren Schnellen Reaktoren einer neuen Generation gelöst ist. Entsprechende Arbeiten sind weltweit im Gange.

Anforderungen an die Auswahl eines Endlagerstandorts aus geowissenschaftlicher Sicht

Beim gegenwärtigen Stand der Einlagerung abgebrannter Brennelemente ist die notwendige Langzeitsicherheit nur mit einem Mehrbarrierenkonzept zu erreichen, bei dem eine Freisetzung des Gefahrenstoffs in die Biosphäre durch aufeinander folgende Einschließungen verhindert bzw. hinreichend lange verzögert wird.

Diese Barrieren können technischer oder natürlicher Art sein. In den ersten 10.000–100.000 Jahren kommt es vor allem auf eine sichere Einschließung des noch sehr hohen bis hohen Gefährdungspotentials an, die nicht durch absehbare äußere Einwirkungen, z.B. durch natürliche Veränderungen, beeinflusst wird. Das kann durch technische Barrieren, z.B. die Schwerlöslichkeit keramischer Kernbrennstoffe, Brennelementhüllen und Lagerbehälter aus korrosionsträgen Metallen usw., gewährleistet werden. Für die Standzeit der als Beispiel aus Flussstahl gefertigten, ca. 85 t schweren POLLUX-Behälter mit 15 cm Wandstärke für die Endlagerung abgebrannter Brennelemente werden bis zu 10.000 Jahre als Standzeit angegeben. Kupferbehälter, die für die Einlagerung in kristalline Gesteine mit gering mineralisierten Grundwässern (Schweden, Finnland) geeignet sind, sollen bis zu 100.000 Jahre dicht bleiben.

Als natürliche Barrieren wirken geologische, hydrogeologische, geochemische und hydrochemische Eigenschaften des Versatzes, des Wirtsgesteins und Deckgebirges am Endlagerstandort. Sie bestimmen die Zeit, die nach einem Bruch der technischen Barrieren noch verbleibt, bevor das freigesetzte Gefahrenmaterial über das eindringende Grundwasser die Biosphäre erreicht. Diese Zeit hängt vom Grundwasseraufkommen im Einlagerungsbereich, der Gesteins- und Gebirgspermeabilität, der Ausbreitungsgeschwindigkeit sowie der Rückhaltefähigkeit der Gesteine und deren Minerale ab. Die Möglichkeit und Wahrscheinlichkeit geologischer Prozesse, wie Tektonik, Seismizität usw. begrenzen schließlich den Zeitraum, in dem mit einer Stabilität der Verzögerungsmechanismen gerechnet werden kann. Aus diesem Zusammenhang leitet sich auch das schrittweise Vorgehen bei der Suche nach einem geeigneten Endlagerstandort ab, der mit der Ausschließung geologisch ungeeigneter Bereiche beginnt und schließlich bei der Auswahl eines oder weniger Standorte endet, die allen Aspekten, einschließlich der gesellschaftlichen, genügen.

Bisher wurde, wie eingangs dargestellt, die Einlagerung in steile Salzstöcke favorisiert. Der aus zahlreichen potentiell möglichen ausgewählte Standort Gorleben im norddeutschen Raum wurde ober- und unterirdisch weitgehend untersucht und wurde noch 1996 als im Sinne des Atomgesetzes geeignet befunden. Bereits 4 Jahre später, mit dem Antritt der neuen Bundesregierung,

änderte sich diese Meinung. Es kam zu der bereits erwähnten „Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000“. Dort heißt es: „Gemäß § 9 a Abs. 3 des Atomgesetzes hat der Bund die gesetzliche Aufgabe, Anlagen zur Endlagerung radioaktiver Stoffe einzurichten. Die Bundesregierung bekennt sich zu dieser Aufgabe und erklärt, dass sie die erforderlichen Maßnahmen ergreift, um unbeschadet des Ausstiegs aus der Kernenergie die benötigten Endlagerkapazitäten für radioaktive Abfälle rechtzeitig zur Verfügung zu stellen.

Als potenzielle Wirtsgesteine für Endlager kommen sowohl Salz als auch andere Gesteinsformationen wie Granit und Ton in Betracht. 1979 wurde entschieden, für eine mögliche Endlagerung den Salzstock Gorleben zu erkunden. Die dabei bisher gewonnenen geologischen Erkenntnisse stellen sich im Wesentlichen wie folgt dar:

Die Ausdehnung des für die Einlagerung von hochradioaktiven Abfällen vorgesehenen Älteren Steinsalzes hat sich im Rahmen der Erkundung des Erkundungsbereichs 1 (EB 1) als größer erwiesen, als ursprünglich angenommen. Der EB 1 reicht allerdings für die prognostizierte Abfallmenge nicht aus.

Die analytisch bestimmten Hebungsraten des Salzstocks lassen erwarten, dass im Hinblick auf mögliche Hebungen auch in sehr langen Zeithorizonten (größenordnungsmäßig 1 Mio. Jahre) nicht mit hierdurch verursachten Gefährdungen zu rechnen ist. Es wurden keine nennenswerten Lösungs-, Gas- und Kondensateinschlüsse im Älteren Steinsalz gefunden. Die bisherigen Erkenntnisse über ein dichtes Gebirge und damit die Barrierefunktion des Salzes wurden positiv bestätigt. Somit stehen die bisher gewonnenen geologischen Befunde einer Eignungshöffigkeit des Salzstockes nicht entgegen.

Allerdings sieht die Bundesregierung im Zusammenhang mit der laufenden internationalen Diskussion die Notwendigkeit, die Eignungskriterien für ein Endlager fortzuentwickeln und die Konzeption für die Endlagerung radioaktiver Abfälle zu überarbeiten. Der Stand von Wissenschaft und Technik und die allgemeine Risikobewertung haben sich in den letzten Jahren erheblich weiter entwickelt; dies hat Konsequenzen hinsichtlich der weiteren Erkundung des Salzstockes in Gorleben.

Vor allem folgende Fragestellungen begründen Zweifel:

- Die Beherrschbarkeit von Gasbildung in dichtem Salzgestein in Folge von Korrosion und Zersetzung der Abfälle stellt ein besonderes Problem dar.
- International wird verstärkt die Rückholbarkeit der radioaktiven Abfälle gefordert. Dagegen zielt die bisherige Konzeption auf den dichten Einschluss im Salz.

- Die Geeignetheit von Salz als Wirtsgestein im Vergleich zu anderen, wie Ton oder Granit, ist vor dem Hintergrund der Erkenntnisse in anderen Ländern zu untersuchen.
- Bei der direkten Endlagerung bestrahlter Brennelemente müssen voraussichtlich zusätzliche Anforderungen erfüllt werden, um langfristig die Kritikalität (kritische Ansammlung spaltbarer Stoffe) auszuschließen.
- Die Internationale Strahlenschutzkommission wird voraussichtlich bald Empfehlungen veröffentlichen, die erstmalig ein radiologisches Schutzziel für unbeabsichtigtes menschliches Eindringen in ein Endlager beinhalten.

Eine weitere Erkundung des Salzstockes Gorleben kann zur Klärung der genannten Fragen nichts beitragen. Deshalb wird die Erkundung des Salzstockes in Gorleben für mindestens 3 Jahre, längstens jedoch für 10 Jahre unterbrochen; es erfolgt eine zügige Klärung der o.g. Fragen.

Das Moratorium bedeutet keine Aufgabe von Gorleben als Standort für ein Endlager. Vielmehr geht es darum, während der Prüfung der konzeptionellen und sicherheitstechnischen Fragen keine Investitionen zu tätigen, die nicht zur Klärung dieser Fragen beitragen können.

Der Bund ergreift die erforderlichen Maßnahmen, um während des Moratoriums den Standort Gorleben zu sichern. Dazu gehören die notwendigen rechtlichen Schritte, um die Position des Bundes als Antragsteller zu sichern und das Vorhaben gegen Eingriffe Dritter zu schützen. Der Bund wird die notwendigen Maßnahmen ergreifen, damit die beantragte 10jährige Verlängerung des Rahmenbetriebsplans für das Erkundungsbergwerk erteilt wird. Der Bund wird die Planung durch eine atomrechtliche Veränderungssperre (Rechtsverordnung nach § 9 g AtG) sichern."

Neben der bereits mehrfach erwähnten Einsetzung eines Arbeitskreises Endlager für radioaktive Abfälle und dessen Empfehlungen sind außer den rechtlichen Maßnahmen der Öffentlichkeit keine weiteren Schritte zur Lösung der Endlagerproblematik bekannt geworden. Die versprochene zügige Klärung der in der Vereinbarung genannten Fragen findet sich 5 Jahre danach in der Koalitionsvereinbarung der neuen Regierung wieder.

Inzwischen haben sich die Voraussetzungen, Umstände und Bedingungen so weiterentwickelt, dass man nicht mehr sicher sein kann, ob die Lösung der Abfallproblematik auf der damaligen Grundlage gesucht und gefunden werden kann.

Ich meine, dass es auch zukünftig weitere Erkenntnisse und veränderte Konstellationen geben wird, die vorher getroffene Entscheidungen in Frage stellen. Anderseits duldet die Lösung der Abfallproblematik bei den bereits vorhande-

nen und noch zu erwartenden Mengen keinen weiteren Aufschub. Man sollte deshalb das tun, was heute technisch und ökonomisch machbar ist, ohne späteren Generationen die Möglichkeit zu verbauen, mit besseren Wissen und Ressourcen, die gefundenen Lösungen zu korrigieren.

Quellen:

[1] **Auswahlverfahren für Endlagerstandorte – Empfehlungen des AkEnd**
Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte,
BMU, Dez. 2002

[2] **Endlagerung radioaktiver Abfälle als nationale Aufgabe**
Herausgeber: Bundesamt für Strahlenschutz
Presse- und Öffentlichkeitsarbeit
Postfach 100149, 38201 Salzgitter
Internet: http://www.bfs.de

[3] **„Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000“**

[4] **Expertengruppe Entsorgungskonzepte für radioaktive Abfälle (EKRA)**
Entsorgungskonzepte für radioaktive Abfälle
Schlussbericht. Im Auftrag des Departements
für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation,
31. Januar 2000

[5] D. Lindenberger
Ökonomische Auswirkungen alternativer Laufzeiten von Kernkraftwerken in Deutschland
Forum in Berlin (Informationskreis Kernenergie vom 16.02.2006) 3
http://www.ewi.uni-koeln.de/content/ressource/e563/e4178/e4111/ForumBe...

[6] Alois Keel, Andreas Schönenberger
Stand und Perspektive der Forschung und Entwicklung zur Entsorgung radioaktiver Abfälle
Auftraggeber: Bundesamt für Energie BFE, 3003 Bern
Auftragnehmer: Basler & Hofmann Ingenieure und Planer AG,
Forchstrasse 395, 8029 Zürich
http://www.bfe.admin.ch/php/modules/publikationen/stream.php?extlang=d...

Sitzungsberichte der Leibniz-Sozietät *89(2007), 75–89*

Horst Märten[1]

Uranressourcen und Nuklearabfall im Blickwinkel der Kernenergiegewinnung der Zukunft[2]

Zusammenfassung/Abstrakt:

Die Nukleartechnologie im gesamten Umfeld des Brennstoffzyklus – angefangen bei der Gewinnung der erforderlichen Ressourcen über fortgeschrittene Brennstoff- und Reaktortechnologien bis zur Minimierung des Nuklearabfalls – erlebt gegenwärtig weltweit eine umfassende Renaissance. Die Uranproduktion kann langzeitstabil über Jahrhunderte abgesichert werden und stellt keinen Engpass der nuklearen Energiegewinnung dar. Moderne Designs der Kernreaktoren der dritten und vierten Generation sind zunehmend (physikalisch inhärent) sicherer und verwerten Kernbrennstoff mit höherer Effektivität. Neben der Technologie, aus Nuklearenergie reinen Wasserstoff als mobile Energiequelle vor allen für den Einsatz in urbanen Gebieten zu erzeugen, ist die Möglichkeit der weitgehenden „Verbrennung“ von Nuklearabfall in Kernreaktoren der VI. Generation und somit die Minimierung des hochradioaktiven Abfalls aus der nuklearen Energiegewinnung gegeben. Dies wird anhand jüngster Konzepte für Hochtemperaturreaktoren illustriert.

1 Nuklearenergie – Problem oder Lösung?

Das gegenwärtige System der Energiegewinnung auf der Welt ist langfristig weder ökonomisch tragfähig noch ökologisch akzeptabel:

- Die durch den fortschreitenden CO_2-Ausstoß in die Atmosphäre verursachten Klimaänderungen zeigen erste ernsthafte Folgen. Bei Fortset-

1 Repräsentiert folgende Firmen im Rahmen der General-Atomics-Gruppe (www.gat.com):
– Heathgate Resources Pty. Ltd. (www.heathgateresources.com.au, Uranproduktion und Erkundung, Australien) sowie Quasar Resources Pty. Ltd. (ebenda, Erkundung, Australien),
– UIT GmbH Dresden (www.uit-gmbh.de, Umweltüberwachung und fortgeschrittene Wassertechnologie inkl. Urangewinnung und Sanierung radioaktiver Standorte)

2 Vortrag zum Gemeinsamen Ganztagskolloquium „50 Jahre Forschung für die friedliche Nutzung der Kernenergie“ der Dresdner Seniorenakademie Wissenschaft und Kunst und der Leibniz-Soziatät Berlin, Dresden, 28. September 2006

zung der Verbrennung fossiler Brennstoffe zur Energieerzeugung sind bereits die nächste und übernächste Generation in weitaus stärkerem Maße gefährdet [Literaturempfehlung: Tim Flannery: The Weather Makers – The History and Future Impact of Climate Change, Text Publishing, Melbourne, Australia, 2005]. Zwischen 1860 und heute ist die CO_2-Konzentration in der Atmosphäre von ca. 280 ppmv auf ca. 380 ppmv gestiegen, verbunden mit einer Erhöhung der mittleren Temperatur auf der Erde um etwa 0,5 K. Prognosen gehen – bei Fortsetzung der gegenwärtigen Trends der Energieversorgung – von einer Verdreifachung des CO_2-Ausstoßes in die Atmosphäre bis zum Ende des Jahrhunderts aus. Die mittlere Temperatur auf der Erde wird voraussichtlich in dieser Zeit um ca. 3 K steigen.

- Fossile Brennstoffe sind endlich (mit einem Zeithorizont über die nächsten 50 bis 70 Jahre) und werden zwangsläufig teurer [Spiegel Special: Kampf um Rohstoffe, Nr. 5/2006].
- Alternativen zur Verbrennung fossiler Brennstoffe und zur Nuklearenergie können den zunehmenden Energiebedarf global nicht abdecken und sind für die flächendeckende Energieversorgung unökonomisch.

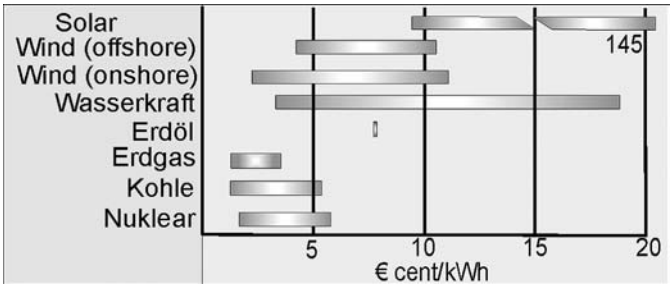


Abb. 1: Gegenwärtige Preisspannen für Elektroenergie aus unterschiedlichen Energieträgern

Angesichts der Preisentwicklung für fossile Rohstoffe ist anzunehmen, dass die entsprechenden Energiepreise in diesen Kategorien künftig stark wachsen (Abb. 1). Natürlich sind Solar-, Wind- und Wasserkraftwerke eine sinnvolle Ergänzung in den geographischen Gebieten, die eine ökonomische Energiegewinnung garantieren. Solar- und Windanlagen werden aber nicht den Hauptbedarf an Elektroenergie und schon gar nicht stabil über 24 h am Tag und 365 Tage im Jahr decken können.

Der Einfluss des Uranpreises auf den Energiepreis ist marginal, im Gegensatz zu Kraftwerken auf Grundlage der Verbrennung fossiler Brennstoffe, deren Preis zu ca. 80% den Energiepreis bestimmt. Mit zunehmender Knappheit

fossiler Brennstoffe ist mit einem erheblichen weiteren Wachstum der Rohstoff- und Energiepreise zu rechnen. Damit wird diese Form der Energiegewinnung neben den katastrophalen Umweltauswirkungen künftig auch ökonomisch zunehmend fragwürdig. Der Preis für Kernbrennstoff wirkt sich zu ca. 20% auf den Energiepreis aus, wobei der Kaufpreis für Uranoxid (Yellow Cake) wiederum nur einen Bruchteil ausmacht und die weitere Preissteigerung durch Konversion, Anreicherung und Brennelementfertigung bestimmt wird.

Trotz der Rezession sowie der politischen und öffentlichen Diskreditierung der Nukleartechnologie seit den siebziger/achtziger Jahren konstatieren wir heute erhebliche Fortschritte in der Forschung und Entwicklung, die eine langzeitstabile, sichere, umweltfreundliche und ökonomische Kernenergiegewinnung in der Zukunft gewährleisten können.

In öffentlichen Diskussionen werden meist die folgenden Argumente gegen die Kernenergie ins Spiel gebracht:

- Uranressourcen sind begrenzt.
- Kernreaktoren sind nicht sicher.
- Wachsender Nuklearabfall wird zur existentiellen Gefahr für Mensch und Umwelt.

Mit den Termini des Kernbrennstoffkreislaufs gemäß Abb. 2 werden also Input (Uran), Performance (Nuklearbrennstofferzeugung und Reaktorbetrieb) und Output (radioaktiver Abfall) grundlegend in Frage gestellt.

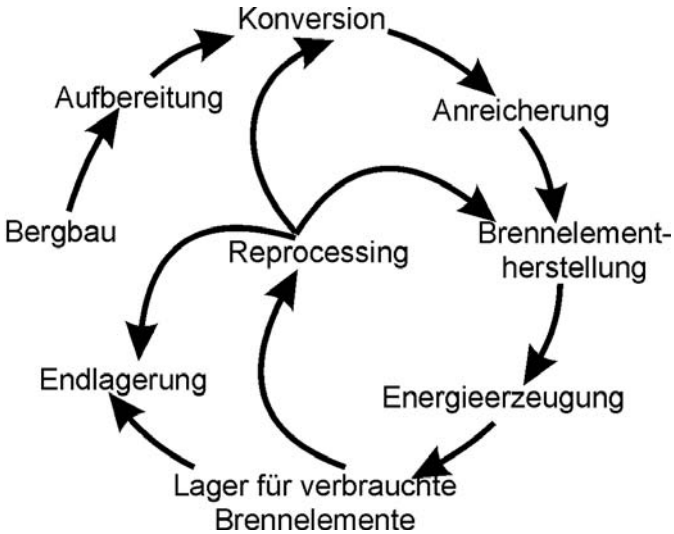


Abb. 2: Kernbrennstoffkreislauf

In Abb. 2 stellt das Reprocessing (Wiederaufbereitung) im Zentrum bereits eine fortgeschrittene Technologie der Nuklearenergieerzeugung dar. In vielen Ländern endet der „Kreislauf“ meist bei der Lagerung verbrauchter Brennelemente, während um Lösungen zur Endlagerung in erster Linie auf dem politischen Parkett gerungen wird.

Anhand zahlreicher Fakten und einer Übersicht zu jüngsten Entwicklungen werden die oben genannten Argumente gegen die Kernenergie im Folgenden diskutiert, und es wird dargestellt, dass die Kernenergetik die gegenwärtig einzig verfügbare Technologie ist, die fossile Brennstoffe im großen Maßstab ersetzen kann.[3]

2 Nuklearenergie – quo vadis?

Zu den wesentlichen Entwicklungstrends im Bereich der Kernenergie gehören:

- Fortgeschrittene Kernreaktordesigns der dritten und vierten Generation sind verfügbar und werden in künftigen Kernkraftwerksprojekten vorgesehen. Näheres hierzu im Kapitel 3.
- Upgrades der laufenden Kernreaktoren der zweiten Generation führen zu höherer Sicherheit und verbesserter Performance.
- Die Beladungszyklen werden deutlich verlängert von ursprünglich ca. 12 Monaten auf 18 bis 24 Monate.
- Es kann angesichts der Upgrades von einer höheren Lebensdauer der Kernkraftwerke ausgegangen werden. Statt der ursprünglich antizipierten 30 bis 40 Jahre sind Laufzeiten bis zu 60 Jahre realisierbar.
- Der Kernbrennstoffkreislauf wird effizienter durch:
  - Verbesserte Anreicherung (Trend von der bisher dominierenden Diffusiontechnologie zu einer verbesserten Zentrifugentechnologie)
  - Niedrigere „Tails“ von der Anreicherung (Trend von früher 0,40% auf 0,20%)
  - Verbesserte Kernbrennstoffdesigns (Null-Fehler-Standard)
- Der Kernbrennstoff wird effektiver ausgenutzt („Deep-burn“).
- Neue Konzepte zum Reprocessing eröffnen aussichtsreiche Möglichkeiten zur künftigen Minimierung des radioaktiven Abfalls aus Kernkraftwerken. Hierzu mehr im Kapitel 5.

Die Nukleartechnologie erlebt gegenwärtig eine Renaissance. Neben ökologischen und ökonomischen Zwängen sind hierfür die Fortschritte im Bereich der Nukleartechnologie hinsichtlich Sicherheit und Effektivität entscheidend.

---

[3] „Nuclear energy is the only available technology that can replace fossil fuels on a large scale“ (Patrick Moore, Founding Member, Greenpeace)

Die International Energy Agency geht von einer Verdopplung des Weltenergieverbrauchs bis 2030 aus. Damit entsteht der Bedarf von ca. 4.700 GWe an neuer Energieerzeugungskapazität. Die Prognose der WNA (Abb. 3) aus dem Jahr 2005 anhand der drei Szenarien „lower/reference/upper" läuft im optimistischen „Upper"-Szenario auf eine Verdopplung der KKW Kapazität in den nächsten 25 Jahren hinaus. Anhand der jetzigen sehr offensiven Entwicklung, wie sie sich im jüngsten Jahressymposium der WNA (September 2006) deutlich gezeigt hat, ist der Ausbau der Nukleartechnologie eher gemäß dem oberen WNA-Trend zu erwarten.

Weltweit werden heute etwa 440 Kernkraftwerke betrieben, 30 sind im Bau, weitere etwa 30 KKW werden definitiv geplant, vor allen in Ländern wie China, Russland, Frankreich, Indien, USA u.a. Die gegenwärtige Renaissance im Nuklearsektor wird diesen Trend wahrscheinlich verstärken.

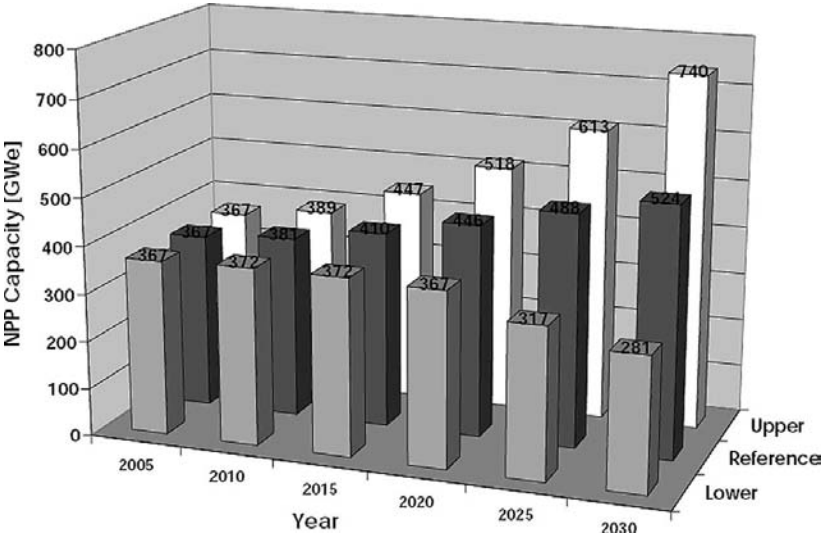


Abb. 3: Prognosen zur Entwicklung der Kernkraftwerkskapazität in den nächsten 25 Jahren (Quelle: WNA, 2005)

Für interessierte Leser sei auf folgende Referenzen verwiesen (Auswahl):

- www.wise-uranium.org
- www.uic.com.au
- www.iaea.org
- www.world-nuclear.com
- www.uranium.info
- www.uxc.com
- und viele andere.

3 Aktuelle Entwicklungen zur Reaktortechnologie

Die heute betriebenen KKW beruhen auf Reaktoren der II. Generation. Unter der Generation I versteht man die frühen Prototypen der fünfziger Jahre. Zur Generation III zählt man hauptsächlich fortgeschrittene Leichtwasserreaktoren. Von besonderem Interesse sind die künftigen Reaktoren der IV. Generation, die sich durch

- deutlich verbesserte ökonomische Kennzahlen,
- erhöhte Sicherheit,
- minimalem nuklearen Abfall und
- Resistenz gegenüber der unkontrollierten Verbreitung von Kernmaterial (proliferation resistant)

auszeichnen. Mit deren praktischer Realisierung ist in den nächsten ca. 20 Jahren zu rechnen.

Reaktoren der III. Generation sind in ökonomischer, genehmigungsrechtlicher, operationstechnischer, sicherheitstechnischer und ökologischer Hinsicht in hohem Maße optimiert. Es handelt sich hierbei insbesondere um fortgeschrittene Varianten der Druck- und Siedewasserreaktoren sowie des kanadischen CANDU-Reaktors (Schwerwasserreaktor mit Natururan). Die Entwicklung vollzieht sich vorrangig in den Ländern USA, Frankreich (mit deutscher Beteiligung unter der AREVA-Gruppe), Japan, Russland, Kanada, Südkorea und Südafrika. Deren Implementierung ist gegenwärtig in mehreren Projekten im Gange.

Es sind 6 Entwürfe von Reaktoren der IV-Generation bekannt, deren Implementierung bis 2030 erwartet wird. Alle werden bei höheren Temperaturen betrieben, 4 sind mit der Option der H_2-Produktion konzipiert. Die Tabelle in Abb. 4 zeigt die Vielseitigkeit der Kühlmittel, der Brennstoffe sowie des typi-

Typ	Neutronen-spektrum	Kühl-mittel	T [°C]	Druck	Brenn-stoff
Gasgekühlter, schneller Reaktor	schnell	He	850	hoch	U-238+
Bleigekühlter schneller Reaktor	schnell	Pb-Bi	550-800	niedrig	U-238+
Salzschmelzereaktor	epithermisch	Fluorid-salze	700-800	niedrig	UF im Salz
Na-gekühlter schneller Reaktor	schnell	Na	550	niedrig	U-238/ MOX
Superkritisch-wassergekühlter Reaktor	thermisch/ schnell	H_2O	510-550	sehr hoch	UO_2
Hochtemperaturreaktor, gasgekühlt	thermisch	He	1000	hoch	UO_2

Abb. 4: Übersicht zu Reaktorentwicklungen der IV. Generation

schen Neutronenspektrums. 3 der 6 Reaktortypen der VI. Generation arbeiten mit schnellen Neutronen, das heißt sie sind effektiv Brutreaktoren.

Die Wasserstoffproduktion kann neben der bekannten elektrothermischen Variante auch thermochemisch erfolgen. Diese von General Atomics entwikkelte Option beruht auf dem Schwefel-Jod-Kreislauf. Unter Einhaltung der thermodynamischen Randbedingungen wird im Kreislauf exotherm Iodwasserstoffsäure HI erzeugt, die endotherm in Wasserstoff und I_2 gespalten wird. In einem zweiten Kreislauf wird die Schwefelsäure endotherm unter Abgabe von Sauerstoff reduziert zu schwefeliger Säure, die wiederum rezykliert zur Bildung von Iodwasserstoffsäure.

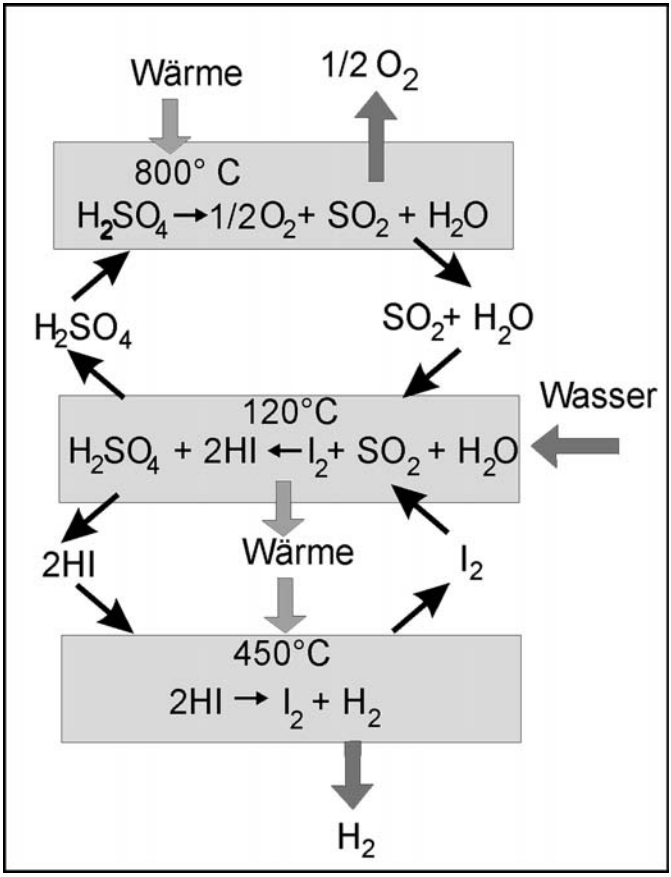


Abb. 5: Thermochemische H_2-Produktion im Schwefel-Jod-Kreislauf

Weitere spezifische Reaktortypen, die sich in fortlaufender Entwicklung befinden, sind

- Schnelle Brutreaktoren
- Kleine Reaktoren, wobei hier das fortgeschrittenste Konzept das des heliumgekühlten Hochtemperaturreaktors ist, sowie
- Beschleunigergetriebene Systeme, d.h. eine Kombination eines Beschleunigers mit einem unterkritischen Spaltungsreaktor. Diese Kombination erlaubt insbesondere die effektive Transmutation langlebiger radioaktiver Abfälle aus konventionellen Reaktoren.

Nur der Vollständigkeit halber sei auf den Fortschritt in der Fusionsreaktortechnologie verwiesen, die mit der Entscheidung für ITER, den Internationalen Tokamak-Reaktor, einen neuen Aufschwung erhalten hat. ITER soll ab 2015 in Betrieb gehen. Weitere Informationen sind unter www.iter.org verfügbar.

4 Uranressourcen

Uran als ein natürliches Element gibt es überall und global in Mengen, die eine praktisch unbegrenzte Nutzung zur Energiegewinnung ermöglichen könnten. Entscheidend sind die Produktionskosten, die von der Art des Vorkommens und der Urankonzentration abhängig sind. Minerale, gleich welcher Art, gelten unter gegenwärtigen ökonomisch-technologischen Bedingungen bei einem Urangehalt oberhalb ca.0,03 M% als Uranerz.

Auf den niedrigen Anteil des Uranpreises an der Nuklearenergiegewinnung wurde bereits im Kapitel 1 hingewiesen. Zur Bewertung verfügbarer Uranres-

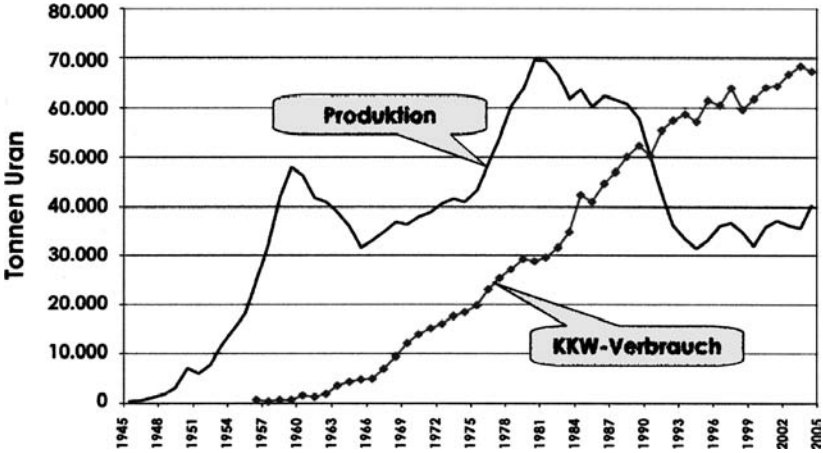


Abb. 6: Uranproduktion und Verbrauch zur Energiegewinnung seit 1945

sourcen sollte dies im Sinne ökonomisch akzeptabler Urangewinnungspreise berücksichtigt werden.

Die Uranproduktion übertraf den Bedarf in Kernkraftwerken bis etwa 1990 erheblich aufgrund der militärischen Nutzung und dem Bestreben beider Seiten des kalten Krieges, strategische Reserven anzulegen.

Dementsprechend wird der Bedarf der kommenden Jahre zum einen durch die primäre Produktion gedeckt, zum anderen kommen verschiedene sekundäre Versorgungsformen hinzu (Reduzierung der erwähnten Reserven/Inventare, Nutzung des hoch angereicherten Urans (HEU) aus dem Militärsektor für die Energiegewinnung, Aufbereitung der Uranreststoffe mit hohen Tails aus der früheren, weniger effizienten Anreicherung, etc.). Gegenwärtig tut sich dennoch eine Schere zwischen Angebot und Nachfrage auf, die künftig durch zusätzliche Produktion abgedeckt werden muss.

Die tabellarische Übersicht in Abb. 7 zeigt die Hauptzentren der Uranproduktion weltweit. Die drei führenden Länder sind Kanada, Australien und seit 2004 Kasachstan. Deutschland ist noch in dieser Liste vertreten – durch die Gewinnung von Uran als Nebenprodukt der Sanierung im ehemaligen Laugungsbergwerk in Königstein. UIT hat hierzu das Engineering komplett bearbeitet, Käufer ist die unter General Atomics operierende Nuclear Fuels Coorporation. Die GA-Tochter Heathgate Resources gewinnt im weltweit modernsten Laugungsbergwerk in Beverley jährlich ca. 1.000 t Uran.

Country	Production Center	Principal Owner	Est. 2004 Production (000 lbs U_3O_8)	Country	Production Center	Principal Owner	Est. 2004 Production (000 lbs U_3O_8)
AUSTRALIA	Beverley	General Atomics	2,200	KAZAKHSTAN	MuyunKum	COGEMA/KATEP	500
AUSTRALIA	Olympic Dam	Western Mining	10,500	KAZAKHSTAN	Stepnoye	Stepnoye	2,400
AUSTRALIA	Ranger	RTZ	11,000	KAZAKHSTAN	Taukent	Centralnoye	1,800
BRAZIL	Lagoa Real	INB	800	NAMIBIA	Rössing	RTZ	6,700
CANADA	McArthur River	Cameco	18,500	NIGER	Akouta	COGEMA	5,200
CANADA	McClean Lake	COGEMA	6,000	NIGER	Arlit	COGEMA	2,800
CANADA	Rabbit River	Cameco	6,000	PAKISTAN	Dera Gazi Khan	PAEC	60
CHINA	Benxi	CNNC	200	PAKISTAN	Issa Khel	PAEC	60
CHINA	Chonyi II	CNNC	250	ROMANIA	Feldiora	RAPMR	225
CHINA	Fuzhou (Henjian)	CNNC	500	RUSSIA	Dalur	TVEL	1,000
CHINA	Lantian	CNNC	200	RUSSIA	Khiagda	TVEL	520
CHINA	Yining II	CNNC	600	RUSSIA	Krasnokamensk	Priargunsky	7,200
CHINA	Yining III	CNNC	250	S. AFRICA	Vaal River	AngloGold	2,000
CZECH	Dolni Rozinka	Diamo	800	UKRAINE	Zholtye Vody	NPV Vostok	2,600
CZECH	Straz	Diamo	205	U.S.A.	Canon City	General Atomics	300
GERMANY	Koenigstein	General Atomics	350	U.S.A.	Crow Butte	Cameco	800
INDIA	Jadaguda	UCIL	600	U.S.A.	Highland/Smith Ranch	Cameco	1,200
KAZAKHSTAN	Akdala	Kazatomprom	1,300	U.S.A.	White Mesa/Alt. Feed	IUC	400
KAZAKHSTAN	Chili	Ore Company #6	1,800	UZBEKISTAN	Nurabad	Navoi	1,700
KAZAKHSTAN	Inkai	Cameco/KATEP	400	UZBEKISTAN	Utchkuduk	Navoi	1,700
				UZBEKISTAN	Zafarabad	Navoi	2,100
					Total		103,700

Abb. 7: Uran-Hauptproduktionszentren (Stand 2004)

Der Uranpreis steigt seit zwei Jahren unaufhaltsam und hat sich relativ zum Langzeitmittel der neunziger Jahre mittlerweile verfünffacht. Der aktuelle Preis beträgt 54 US$ pro Pfund U_3O_8 (Stand 28.09.2006). Diese Entwicklung wird

anhand der bereits geschilderten Diskrepanz zwischen Angebot und Nachfrage verständlich.

Nun zeigt der Markt eine recht eindeutige Korrelation zwischen dem Uranpreis und den Ausgaben für die Erkundung nach Uran. Entsprechend steigen die Budgets und Kapazitäten für Uranerkundung gegenwärtig immens. Quasar Resources, eine Tochtergesellschaft von General Atomics, hat im vergangenen Jahr eine neue Lagerstätte ganz in der Nähe von Beverley mit einer Uranmenge in der Größenordnung 50.000 t gefunden, die erste große Erkundung in Australien seit den siebziger Jahren.

Abb. 8: Uranpreis in den letzten 15 Jahren („Spot"-Preise gelten bei Lieferung innerhalb eines Jahres, „Long-Term-Preise" werden längerfristig vereinbart)

Die Verteilung der relativ gesicherten Uranressourcen nach Ländern und Produktionskosten zeigt auf Rang 1 Australien und mit Abstand Kasachstan, Kanada und die USA. Allerdings sind die Ressourcen in den USA mit relativ hohen Produktionskosten verbunden, wie z. B. die im Besitz von General Atomics befindliche riesige Lagerstätte Mt. Taylor in New Mexico. Die USA haben gegenwärtig eine geringe Uranproduktion, das kann sich aber angesichts der steigenden Uranpreise wieder ändern.

Die Erkundungskosten sind weltweit sehr verschieden und schwanken zwischen weniger als einem halben US$/lb wie typischerweise in Australien und Werten bis zu 10 US$/lb. Durchschnittlich werden etwa 2 US$/lb für die Erkundung ausgegeben.

Das „rote Buch" der IAEA und der NEA fasst seit 1965 die Uranressourcen regelmäßig zusammen. Die bekannten Uranweltressourcen sind von 1965 mit 3,2 Mio.tU bis 2003 auf ca. 14,4 Mio.tU gestiegen. Dies entspricht aber nur einem Bruchteil der wahrscheinlichen Ressourcen.

Die heute verfügbaren Erkundungsmethoden sind hoch entwickelt. Insbesondere durch die (standortabhängige) Kombination von verschiedenen magnetischen, elektromagnetischen, gravitativen, seismischen und radiometrischen Techniken (zum Teil luftgestützt eingesetzt) in Verbindung mit der heute möglichen Verknüpfung in dreidimensionalen Modellen lassen sich Erkundungsprogramme optimieren und die Kosten für Erkundungsbohrungen minimieren.

Es ist davon auszugehen, dass bei einem künftigen Jahresverbrauch von rund 100.000 tU (Hochrechnung) eine langfristige Verfügbarkeit des Urans über Jahrhunderte gesichert ist. Und wie bereits hervorgehoben, bei Akzeptanz höherer Produktionskosten steigen die Reserven entsprechend.

5 Konzepte zur Minimierung des Nuklearabfalls

Bei der Diskussion von möglichen Konzepten zur Minimierung des Nuklearabfalls beziehe ich mich auf den von General Atomics entwickelten modularen, heliumgekühlten Hochtemperaturreaktor (MHR). Der MHR ist als Reaktor der IV. Generation einzustufen, er ist inhärent/passiv sicher. Die fortgeschrittene Gasturbinentechnologie (nur ein Gaskreislauf) erlaubt eine thermische Effektivität von ca. 50%. Die Menge an hochradioaktivem Abfall pro Energiemenge ist dadurch deutlich geringer als in konventionellen Reaktoren. Der MHR ist der bevorzugte Kandidat für den US-Kernreaktor der nächsten Generation.

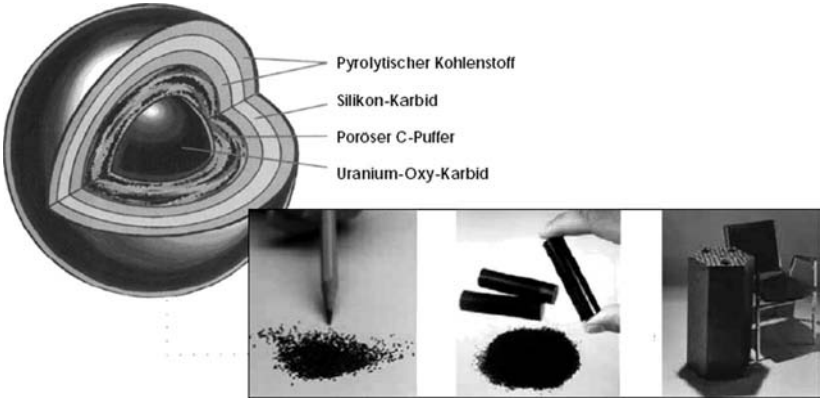


Abb. 9: Kernbrennstoffkügelchen (TRISO) des MHR sowie Integration in Grafitbrennelemente

Der Brennstoff besteht aus kleinen, thermisch und mechanisch extrem stabilen TRISO-Kügelchen mit mehrfachen keramischen Schichten. Ein poröser Kohlenstoffpuffer um den inneren Brennstoffkern vermeidet mechanische Span-

nungen. Diese den Brennstoff stabil einschließenden Kügelchen werden in kleine Zylinder gefüllt, die wiederum sind letztlich in den grafitmoderierten Brennelementen angeordnet.

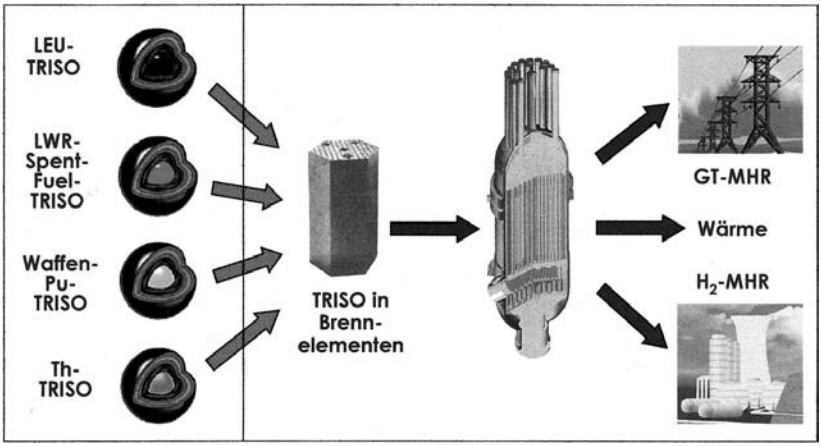


Abb. 10: Übersicht zu Beladungsoptionen für TRISO und die Nutzung der MHR-Energie

Wie in Abb. 10 veranschaulicht, sind die Beladungsmöglichkeiten des MHR sehr vielfältig. Sie reichen von niedrig angereichertem Uran (LEU), über Abfall aus herkömmlichen Leichtwasserreaktoren (LWR) und Waffen-Pu bis zu Thorium. Der MHR kann zur Elektroenergieerzeugung, Wärmeproduktion sowie insbesondere zur Wasserstoffherstellung genutzt werden.

Die Dynamik der Transmutation der Transurane in den mit dem abgebrannten Brennstoff aus herkömmlichen LWR gefüllten TRISO-Kügelchen ist im Laufe der Standzeit (bzw. als Funktion des kumulativen Neutronenflusses) interessant. TRISO-Teilchen gelten als stabil bis zu einem Neutronenflusslimit von $8 \cdot 10^{21}$. Selbst nach der entsprechenden Betriebszeit von 6-7 Jahren sind die TRISO-Teilchen nicht geschädigt, wie die Aufnahme zeigt.

Die optimale Umwandlung der Transurane im MHR kann durch einen definierten Beladungsrhythmus erreicht werden.

Dies eröffnet aussichtsreiche Wege für die Verbrennung von nuklearem Abfall aus konventionellen LWR und von Nuklearwaffen, ermöglicht aber auch die Rezyklierung des Abfalls aus dem MHR im Sinne eines Deep-burn-/Self-cleaning-Betriebs (hohe „Abbrandrate/selbst reinigend im Sinne der weiteren „Verbrennung“ des im MHR erzeugten Abfalls im MHR selbst). Ein mögliches Kreislaufszenario ist in Abb. 12 dargestellt (vereinfacht). Die Herstellung von herkömmlichen TRISO-Brennelementen erfolgt auf der Grundlage sowohl des

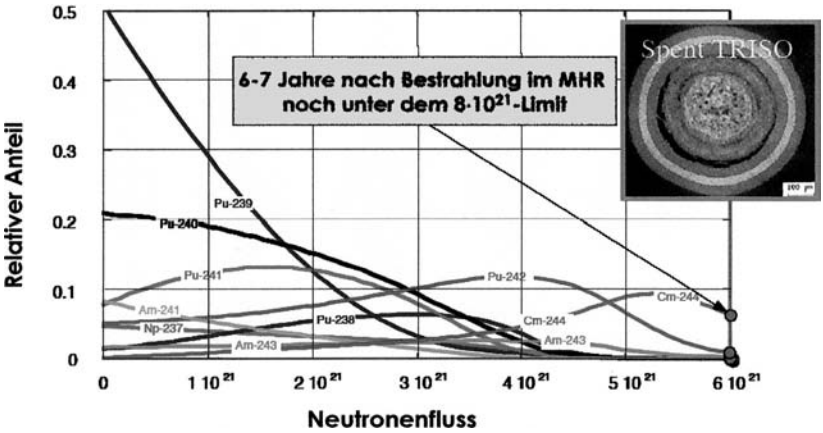


Abb. 11: Relativer Anteil der langlebigen Transurane in TRISO-Partikeln mit Abfall aus herkömmlichen LWR als Funktion des integralen Neutronenflusses bzw. der Standzeit (10^{22} entspricht ca. 8 a)

primären Urans sowie des rezyklierten, d.h. dem Uran, das in einer Wiederaufbereitungsanlage (UREX) abgetrennt und der weiteren Verwertung zugeführt wird. Pu and weitere Transurane aus der UREX-Anlage dienen als Grundlage für die Herstellung der DB-TRISO-Brennelemente (DB-deep-burn). Auf der Grundlage eines derartigen Betriebs reduziert sich der in Endlagern zu verbringende Abfall auf Spaltprodukte (FP), die im Vergleich zu Transuranen schneller zerfallen. Abfall aus herkömmlichen LWR kann ebenso verwertet werden.

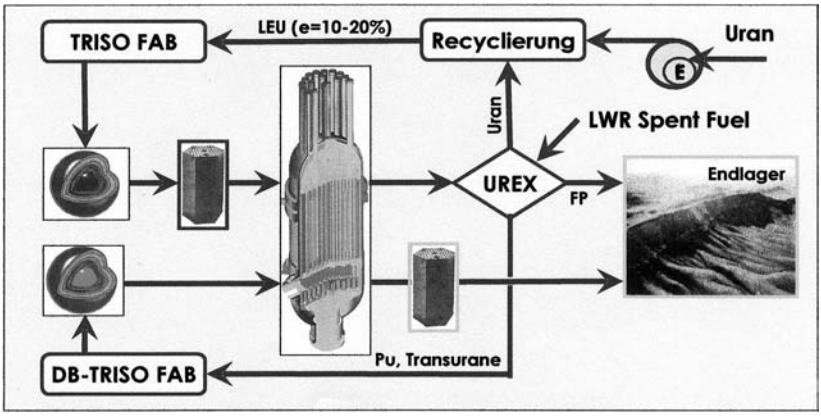


Abb. 12: Konzept der Verwertung des Urans sowie der Transurane aus abgebrannten Brennelementen zur Reduzierung des Nuklearabfalls auf Spaltprodukte (FP)

Weitere Optionen des MHR-Einsatzes ergeben sich bei der Kombination mit Schnellen Brutreaktoren (FBR) oder Fusions-Spaltungs-Hybridreaktoren (d.h. TRISO mit MOX). Damit wird das eingesetzte Uran weitaus effektiver verwertet. Die Option des Fusions-Spaltungs-Hybridreaktors ist Bestandteil des ITER-Konzepts.

Kennzahlen für die hier diskutierten Konzepte sind in der nachfolgenden Tabelle zusammengefasst.

	LWR	DB/SC-MHR	MOX-MHR (mit FBR oder Fusions-Hybrid)
Energieausbeute	5 MWe-yr / tU	15-20 MWe-yr / tU	250-300 MWe-yr / tU
Abfallrate	250 kg TRU / GWe-yr	25-30 kg TRU / GWe-yr	10-15 kg TRU / GWe-yr
Lösung für Zeitraum	Einige 10^1 Jahre	Einige 10^2 Jahre	$>10^3$ Jahre

Gegenüber herkömmlichen LWR ergeben sich mit dem DB/SC-MHR drei- bis 4fach höhere Energieausbeuten sowie auf 10% reduzierte Abfallraten. Die MOX-MHR-Option bietet eine deutliche Verbesserung zum DB/SC-MHR, wie in der Tabelle ausgewiesen. Wie häufig diskutiert bzw. befürchtet, bietet die Nutzung herkömmlicher LWR eine relativ zum Risiko der Endlagerung des Nuklearabfalls akzeptable Lösung (stark von nationalen Regelungen abhängig) für einige zig Jahre. Die DB/SC-MHR-Option ergibt eine – relativ zum Nuklearabfall – beherrschbare Kernenergiegewinnung über hunderte Jahre. Die MOX-MHR-Option wäre eine nochmals signifikant verlängerte Lösung. Es ist zu beachten, dass die hier geführte Darstellung beispielhaft für den MHR als einen Reaktortyp der IV. Generation geführt wurde. Ähnliches ließe sich für andere Typen ableiten.

6 Zusammenfassung und Ausblick

Unter Bezugnahme auf die eingangs zitierten Hauptargumente gegen die Kernenergie seien die Schlussfolgerungen des vorliegenden Beitrags wie folgt zusammengefasst:

- Angesichts der Tatsachen, dass
  - heute nur ein Bruchteil der tatsächlichen Uranreserven der Welt bekannt ist,
  - Uranreserven relativ zu den Produktionskosten zu bemessen sind (d. h. bei Tolerierung höherer Kosten mehr Uran verfügbar wird),
  - neue Reaktorgenerationen eine weitaus höhere Energieausbeute ermöglichen werden,

  kann von einer praktischen Endlichkeit der Uranreserven gegenwärtig nicht die Rede sein.

- Bei Diskussion der Sicherheit von KKW werden in der Öffentlichkeit meist nur frühe Formen der Reaktoren berücksichtigt. Die Reaktoren der III. und in weitaus höherem Maße die der IV. Generation werden sowohl hinsichtlich Sicherheit als auch Effizienz (Energieausbeute, Abfallrate) den konventionellen Anlagen weit überlegen sein.
- Auf der Grundlage der Reaktoren vor allem der IV. Generation im Zusammenhang mit der Wiederaufbereitung verbrauchter Brennelemente ergeben sich Konzepte zur Minimierung des Nuklearabfalls auf einen Bruchteil (im diskutierten Beispiel des MHR auf 5-10 %). Wesentlich ist dabei die Rezyklierung der im Reaktor gebildeten langlebigen Transurane zur „Verbrennung“ in geeigneten Reaktoren (wie dem MHR).

Die Zukunft der Nukleartechnologie muss die Endlagerung einfach verwendeter Brennelemente eliminieren. Mit der Wiederaufbereitung der Brennelemente ergibt sich die reale Möglichkeit eines im Vergleich zu Abb. 1 wesentlich modifizierten Brennstoffkreislaufs:

- Keine Endlagerung verbrauchter Brennelemente, sondern komplette Wiederaufbereitung
- Insbesondere Rezyklierung langlebiger Transurane zur Umsetzung im Reaktor
- Erhebliche Reduzierung des Nuklearabfalls aus KKW auf den Anteil der (nach dem Stand der Technik beherrschbaren) Spaltprodukte

Die Nukleartechnologie eröffnet die Möglichkeit der (sogar wachsenden) Energiegewinnung unter völliger Vermeidung des CO_2-Ausstosses und damit der Absenkung aller globalen Risiken des Klimawandels.

Tim Flannery hat in seinem eingangs zitierten Buch die ökologischen Konsequenzen einer Fortsetzung des Energiegeschäfts nach bisherigen Maßstäben auf die Schlussfolgerung zurückgeführt, dass aller Wahrscheinlichkeit nach zu Beginn des nächsten Jahrhunderts drei von fünf Spezies nicht mehr auf der Erde präsent sein werden.[1]

Oder mit anderen Worten: „Wenn wir bewahren wollen, was wir haben, werden wir vieles ändern müssen.“ (Johann Wolfgang von Goethe)

---

[4] „If we carry on with business as usual, in all likelihood three of every five species will not be with us at the dawn of the next century.“, Tim Flannery: The Weather Makers – The History and Future Impact of Climate Change, Text Publishing, Melbourne, Australia, 2005

Sitzungsberichte der Leibniz-Sozietät *89(2007), 91–114*

F.-P. Weiß und H.-G. Willschütz,
Forschungszentrum Dresden-Rossendorf, FZD

Wie sicher sind Kernkraftwerke?
– Stand der Sicherheitsforschung –

Zur Zeit werden weltweit über 440 Kernkraftwerke im kommerziellen Leistungsbetrieb eingesetzt. Die überwiegende Mehrheit sind sogenannte Leichtwasserreaktoren (LWR). Das Risiko, dass es beim Betrieb von LWR der heutigen Generation zu einem schweren Unfall (engl. Severe Accident) mit partiellem oder vollständigem Abschmelzen des Reaktorkerns kommt, ist gering. Es lässt sich aber trotz umfangreicher Sicherheitsvorkehrungen nicht vollständig ausschließen.

Bei der Entwicklung und Auslegung von Kernkraftwerken wurde von Beginn an ein erhöhtes Sicherheits- beziehungsweise Schutzkonzept verfolgt, weil bekannt war, dass das radioaktive Inventar, das aus den während des Betriebs entstehenden Spalt- und Aktivierungsprodukten besteht, nicht unkontrolliert freigesetzt werden darf. Es wurde daher von vornherein ein sogenanntes Mehrstufenkonzept („Defence-in-Depth“) eingeführt, um die in jeder technischen Anlage auftretenden Störungen innerhalb des Kraftwerks zu beherrschen und Unfälle auszuschließen.

Das Mehrstufenkonzept besteht heute aus 4 Ebenen. Die Ebenen 1 bis 3 – Normalbetrieb, Betriebsstörungen und Auslegungsstörfälle – wurden bereits bei der Reaktorauslegung berücksichtigt und dienen der Störfallverhinderung beziehungsweise der Störfallvermeidung. Zur Vermeidung und Begrenzung von schweren Unfällen ist mit dem sogenannten „anlageninternen Notfallschutz“ nachträglich die 4. Ebene eingeführt worden.

Die Wirksamkeit des Defence-in-Depth wird zum einen durch die technische Auslegung sichergestellt. Zum anderen durch die Umsetzung der sogenannten Sicherheitskultur. Die Sicherheitskultur stellt die Gesamtheit der Eigenschaften und Einstellungen von Personen und Organisationen dar, die dafür sorgt, dass dem sicheren Anlagenbetrieb die höchste Priorität zukommt.

Ein Pfeiler der Sicherheitskultur ist die Sicherheitsforschung. In diesem Beitrag werden zwei Beispiele der aktuellen Arbeiten im Forschungszentrum

Dresden-Rossendorf zu sicherheitsrelevanten Fragestellungen behandelt: die sogenannten Borverdünnungstransienten und die Kernschmelzerückhaltung im Reaktordruckbehälter.

Ein kurzer Überblick über die Historie der verschiedenen Kernkraftwerksgenerationen und die Erläuterung der wesentlichen Eigenschaften der aktuell in Bau befindlichen dritten Generation sowie der heute in der internationalen Forschung betrachteten zukünftigen Reaktortypen (Generation IV) schließen den Beitrag ab.

Einleitung

In fast allen großen Industriestaaten der Welt werden heute Kernkraftwerke (KKW) zur Stromerzeugung eingesetzt. Viele Schwellenländer haben bereits ebenfalls KKW oder unternehmen große Anstrengungen, um diese Technologie einzuführen. Zwei Gründe für die derzeitige Renaissance der Kernkraft sind die hohen Weltmarktpreise für Kohlenwasserstoffe aller Art und die offensichtlich begründete Furcht vor Klimaveränderungen durch die Verbrennung der Kohlenwasserstoffe.

Zur Zeit sind weltweit über 440 KKW in Betrieb, davon über 200 in Europa, etliche neue Anlagen sind im Bau oder in Planung. Für viele Altanlagen wurden und werden Laufzeitverlängerungen auf in der Regel 60 Jahre Gesamtbetriebsdauer beantragt. Vor allem in den USA wurden bereits viele Verlängerungen abschließend genehmigt.

In diesem Kontext stellt sich mehr denn je die Frage: Wie sicher sind Kernkraftwerke? Ist das Risiko ihres Betriebs hinnehmbar?

Probabilistische Sicherheitsanalysen

Der überwiegende Anteil der weltweit in Betrieb befindlichen Reaktoren gehört zu den sogenannten Leichtwasserreaktoren. In Deutschland stehen nur Reaktoren dieses Typs und zwar zu etwa einem Drittel in der Ausführungsform als Siedewasserreaktor (SWR), der Rest sind Druckwasserreaktoren (DWR). Insgesamt sind in Deutschland noch 17 Anlagen in Betrieb, die aufgrund des Ausstiegsbeschlusses der letzten rot-grünen Bundesregierung sukzessive bis 2021 abgeschaltet werden sollen.

Für jeden einzelnen Reaktor werden Sicherheitsanalysen durchgeführt: in den sogen. probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) werden alle möglichen Anlagenzustände und Ereignisabläufe untersucht. Insbesondere repräsentative, sicherheitstechnisch relevante Störfallabläufe werden detailliert abgebildet und ihre Eintrittshäufigkeiten quantifiziert. Auf Details der PSA und

Unterschiede zwischen den DWR und SWR soll hier nicht eingegangen werden. Aber die entsprechenden Analyseergebnisse zeigen, dass die Eintrittshäufigkeit einer Kernschmelze in einem deutschen KKW aufgrund von vorangegangenen Ereignissen, die weder mit den Betriebs- noch mit den Sicherheitssystemen beherrscht werden, bei Werten kleiner 10^{-5} pro Jahr und Anlage liegt.

Dieser Wert wird jedoch unterschiedlich beurteilt: Kerntechniker oder Befürworter der Kerntechnik schätzen das Risiko als akzeptabel ein. Vielleicht unter anderem, weil sie das Risiko einer Kernschmelze in Relation zu anderen täglichen Risiken einordnen. In der Bevölkerung oder bei den Gegnern der Kerntechnik bleibt der Betrieb von KKW unverantwortlich, weil selbst das geringste Risiko als nicht hinnehmbar erscheint.

Die Ergebnisse einer Studie des Paul Scherrer-Instituts, Schweiz, für Deutschland zeigen jedoch, dass die Kernenergie im Hinblick auf Gesundheit und Menschenleben in absoluten Zahlen bereits zu den sichersten Stromerzeugungsarten gehört (vgl. Bild 1). In dem Diagramm ist dargestellt die Mortalität je Stromerzeugungsart in Verlorenen Lebensjahren pro erzeugter GWh elektrisch. Hierbei ist die komplette Erzeugungskette von der Herstellung der Anlage über die Brennstoffförderung aus der Bohrung / Mine, den Transport, die Aufbereitung und die Auswirkung von emittierten Schadstoffen sowie der Rückbau berücksichtigt. Man sieht, dass die Kerntechnik in dieser Schweizer Studie bereits einen vergleichsweise sehr guten Wert erreicht. Trotzdem soll die Sicherheit von Reaktoren weiterhin erhöht werden.

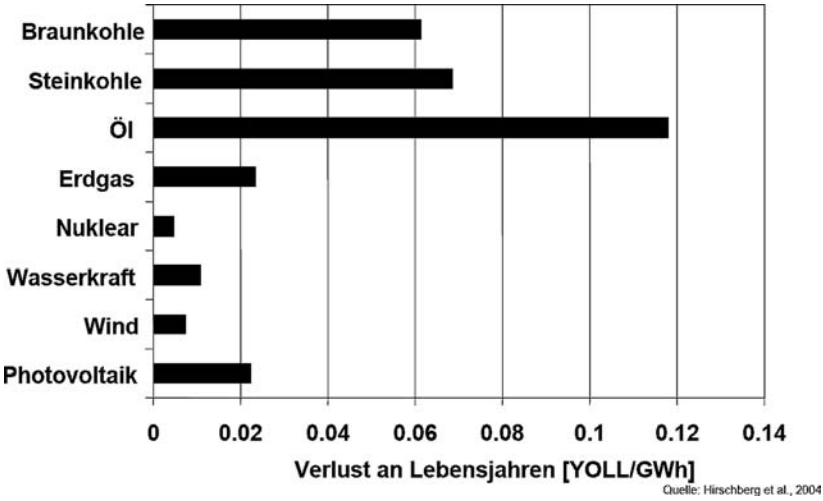


Bild 1: Mortalität verschiedener Stromerzeugungsarten

Das Schutzzielkonzept der Reaktorsicherheit

Bei der Entwicklung und Auslegung von Kernkraftwerken wurde von Beginn an ein erhöhtes Sicherheits- beziehungsweise Schutzkonzept verfolgt, weil bekannt war, dass das radioaktive Inventar, das aus den während des Betriebs entstehenden Spalt- und Aktivierungsprodukten besteht, nicht unkontrolliert freigesetzt werden darf.

Deswegen wurde das sogenannte Schutzzielkonzept der Reaktorsicherheit eingeführt. Das oberste Sicherheitsziel ist:

der Schutz der Bevölkerung und des Kraftwerkspersonals vor radioaktiven Stoffen.

Davon abgeleitet sind die drei Schutzziele der Kerntechnik:

1. **sicherer Einschluss der radioaktiven Stoffe**,
2. **sichere Wärmeabfuhr** und
3. **sichere Abschaltung des Reaktors**.

Diese Schutzziele finden sich auch in dem Text „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ des Bundesministerium des Inneren von Dezember 1998 wieder:

> *Ein Kernkraftwerk muss so beschaffen sein und so betrieben werden, dass die Reaktoranlage jederzeit im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen sicher abgeschaltet und in abgeschaltetem Zustand gehalten, die Nachwärme abgeführt und die Strahlenexposition des Personals und der Umgebung unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik auch unterhalb derjenigen Dosisgrenzwerte so gering wie möglich gehalten werden kann, die durch die Vorschriften des Atomgesetzes und der auf Grund des Atomgesetzes erlassenen Rechtsverordnungen festgesetzt sind.*

Im Prinzip lassen sich die Ziele 2 und 3 auch wieder auf das erste Ziel, den sicheren Einschluss, zurückführen. Deswegen wurde, historisch gesehen, zuerst das sogenannte Multi-Barrierensystem eingeführt (vgl. Bild 2).

Multi-Barrierensystem bedeutet, dass man das radioaktive Inventar mehrfach vollständig umschließt. Das Prinzip ähnelt der Anordnung der russischen Matrjoschka-Puppen:

- Zunächst werden die radioaktiven Spaltprodukte vom Kristallgitter des Brennstoffs, der in keramischer Form als Urandioxid vorliegt, zurückgehalten.
- Die zweite Umhüllung erfolgt durch druckdicht verschweißte Brennstab-Hüllrohre.
- Dritte Barriere ist der Reaktordruckbehälter (RDB) bzw. der geschlossene Kühlkreislauf.

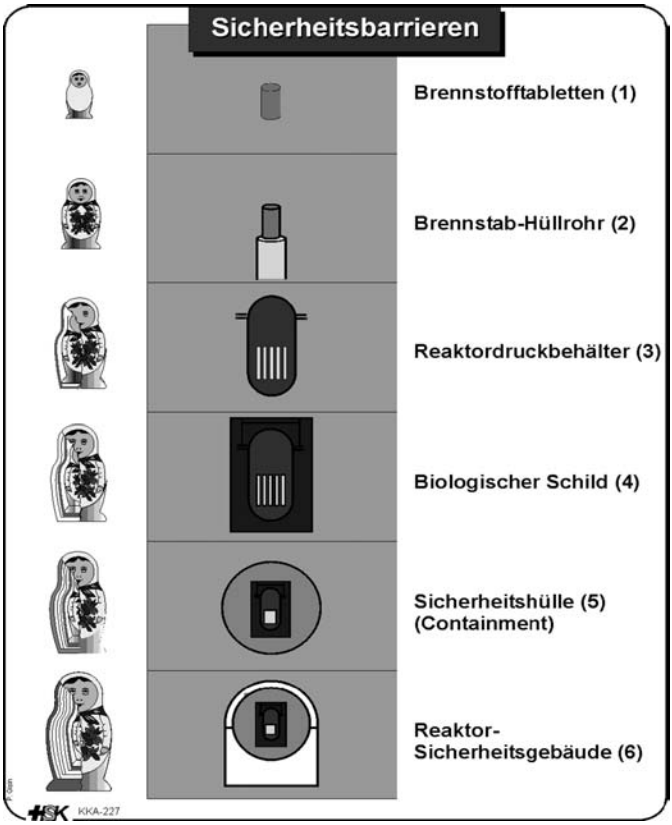


Bild 2: Prinzip der Sicherheitsbarrieren
(Quelle: HSK, Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen, Schweiz)

- Der RDB ist von einer massiven Betonstruktur umgeben, die als biologischer Schild wirkt.
- Der nukleare Teil des Kraftwerks wird umschlossen durch den Sicherheitsbehälter.
- Diese große Stahlkugel wird schließlich umhüllt durch die Stahlbetonkonstruktion des Reaktorsicherheitsgebäudes. Das ist im Prinzip die Betonhalbkugel, die von außen sichtbar ist, wenn man sich einem KKW nähert.

Ziel aller weiteren Maßnahmen ist es, zu allen Zeiten alle Barrieren intakt zu halten. Wichtig ist hier zunächst der prinzipielle Erhalt der Barrieren, nicht die Art der Umsetzung.

Die Schutzziele 2 und 3, Abschaltung des Reaktors und sichere Wärmeabfuhr, werden hierbei relevant. Denn während für das erste Ziel, den sicheren Einschluss, zunächst ein rein passives System, das Multi-Barrierensystem, ausreicht, ist nun die sichere Funktion zusätzlicher technischer Systeme notwendig. Man hat deswegen für den sicheren Betrieb und die sicherheitsgerichtete Reaktion auf Störungen jeder Art das sogenannte „Defence-in-Depth“ eingeführt.

Defence-in-Depth

Defence-in-Depth kann übersetzt werden mit Mehrebenen- oder Mehrstufenkonzept. Hierbei wird prinzipiell versucht, den Zustand der Anlage innerhalb einer Ebene zu halten bzw. auf die vorhergehende Ebene zurückzuführen. Tabelle 1 gibt einen Überblick über die Ebenen.

Sicherheitsebenen			Ziele	Systeme	Maßnahmen
1	bestimmungs-gemäßer Betrieb	Normalbetrieb	Verhinderung von Betriebsstörungen	Betriebliche Systeme	konservative Auslegung, Qualitätssicherung
2		Anomaler Betrieb	Verhinderung von Auslegungsstörfällen	Begrenzungs- und Schutz-systeme	inhärent sichere Auslegung (Bsp.: negative Leistungsrückkopplung)
3	Auslegungsstörfälle		Beherrschung von Auslegungsstörfällen	passive und aktive Sicherheitseinrichtungen	inhärent sichere Auslegung
4	auslegungsüberschreitende / schwere Störfälle	a: seltene Ereignisse	Beherrschung der Ereignisse	Sicherheits-systeme und noch verfügbare betriebliche Systeme	präventive bzw. mitigative Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (Handmaßnahmen)
		b: Unfälle	Vermeidung von Kernschäden		
		c: Unfälle mit schweren Kernschäden	Begrenzung der Auswirkung schwerer Kernschäden		

Tabelle 1: Defence-in-Depth, das gestaffelte Sicherheitskonzept

Die Ebenen 1 und 2 – Normalbetrieb und anomaler Betrieb – stellen den bestimmungsgemäßen Betrieb dar, während Ebene 3 die sogenannten Auslegungsstörfälle umfasst. Die Ebenen 1 bis 3 sind bei der Entwicklung der Kerntechnik von vornherein vorgesehen gewesen. Jede Ebene enthält sicherheitstechnische Ziele und Systeme sowie Maßnahmen, die das Erreichen der Ziele gewährleisten. Die Ebenen sind gestaffelt aufgebaut, d.h., im Falle einer Störung oder eines Störfalls werden sie nacheinander wirksam. Nur wenn Ebenen unwirksam sind, kann sich der Anlagenzustand zu der nächsten Ebene hin verlagern.

Wenn der Anlagenzustand aufgrund irgendeiner Störung die Ebene 1 verlässt, so sind auf den Ebenen 2 und 3 zunächst keine Handmaßnahmen notwendig. Das Kraftwerk und die Sicherheitssysteme sind so ausgelegt, dass diese „Karenzzeit“ eine halbe Stunde beträgt. Die Bedienmannschaft soll hierdurch nicht zu möglicherweise übereilten Handlungen gezwungen sein, sondern zunächst Zeit haben, die Lage zu beurteilen und langfristig richtig zu handeln.

Seit ca. 10 bis 15 Jahren ist die vierte Ebene in das Defence-in-Depth-Konzept neu eingeführt worden. Hier betrachtet man auslegungsüberschreitende Ereignisse bzw. die sogenannten Schweren Störfälle. In der vierten Ebene werden drei Unterstufen unterschieden. Im Prinzip wird auch auf jeder dieser Unterstufen angestrebt, die Anlage in diesem Zustand zu halten bzw. die unerwünschten Folgen zu begrenzen. Hierzu wird versucht, alle noch verfügbaren Systeme, Sicherheitssysteme und „gewöhnliche“ betriebliche Systeme – falls sinnvoll – einzusetzen. Die Maßnahmen, die hier ergriffen werden, sind in der Regel Handmaßnahmen des Personals. Es handelt sich hier um die sogenannten präventiven und mitigativen anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen.

Umsetzung des Defence-in-Depth

Wie wird nun die Wirksamkeit des Defence-in-Depth sichergestellt? Prinzipiell können hier zwei Bereiche unterschieden werden: zum einen die „Hardware“, womit die gesamte technische Auslegung der Anlage gemeint sein soll, und zum anderen die „Software“, also die Betriebsweise bzw. die Umsetzung der sogenannten Sicherheitskultur in allen Phasen des Anlagenbetriebs.

Zuerst soll die Hardware betrachtet werden. Es gibt verschiedene Auslegungskriterien, nach denen ein KKW entworfen und errichtet wird. Die wichtigsten sind hier kurz genannt:

- **Konservative Auslegung:** Alle Komponenten sind so angeordnet und dimensioniert, dass ein Ausfall oder Versagen sehr unwahrscheinlich ist. Einfaches Beispiel ist die Wanddickenbemessung druckführender Komponenten: der Auslegungsdruck liegt deutlich höher als der Betriebsdruck bzw. der zu erwartende Druck im Auslegungsstörfall.
- **Fail-Safe:** Wenn doch eine Komponente ausfällt, so soll sich ihr Ausfall nicht negativ, also „fehlerverstärkend“ auswirken, sondern nach Möglichkeit „fehlerverzeihend“. Beispiel: die Steuer- und Regelstäbe werden beim DWR durch Elektromagnete oberhalb des Kerns gehalten. Fällt durch irgendeine Ursache der Strom aus, fallen die Stäbe aufgrund der Schwerkraft in den Kern ein und bringen somit die Kettenreaktion zum Stillstand.

- **Redundanz:** Sicherheitsrelevante Komponenten sind mehrfach ausgeführt. In Deutschland gilt dabei das n+2-Prinzip, d.h., wenn man n Komponenten für die Erfüllung einer Funktion benötigt, so werden n+2 Komponenten installiert, weil man unterstellt, dass im Anforderungsfall eine Komponente „zufällig“ ausfällt, während eine zweite gerade repariert wird.
- **Entmaschung:** Entmaschung bedeutet, dass die redundanten Systeme so ausgelegt sind, dass ein ausfallendes System nicht zum Ausfall der parallelen Stränge/Systeme führt. Deswegen sind die einzelnen Stränge nach Möglichkeit auch räumlich getrennt angeordnet und baulich geschützt.
- **Diversität:** Wären alle Systeme exakt gleich aufgebaut, könnte es passieren, dass alle Systeme aufgrund der gleichen Ursache oder des gleichen (Konstruktions-)Fehlers ausfallen. Dem versucht man mit einer diversitären Auslegung zu begegnen. So werden also unterschiedliche physikalische Wirkmechanismen zu Grunde gelegt oder Komponenten unterschiedlicher Hersteller verwendet. Das Diversitäts-Prinzip wird insbesondere bei der Meßinstrumentierung umgesetzt. Das Prinzip lässt sich auch auf die Wartung übertragen: in deutschen Anlagen werden gleiche Bauteile, bspw. Pumpen, von verschiedenen Mitarbeitern gewartet. So wird vermieden, dass ein und dieselbe Person an mehreren Pumpen den gleichen Wartungsfehler macht.

Nach der Hardware-Komponente des Defence-in-Depth-Konzepts soll im folgenden die Software-Komponente – die so genannte Sicherheitskultur – erläutert werden. Hier gibt es einen prägnanten Satz in der Richtlinie INSAG-4 der IAEA: „Die Sicherheitskultur stellt die Gesamtheit der Eigenschaften und Einstellungen von Personen und Organisationen dar, die dafür sorgt, dass dem sicheren Anlagenbetrieb die höchste Priorität zukommt.“

Der Begriff Sicherheitskultur umfasst damit alle „weichen“ Faktoren jenseits der technischen Auslegung, die der Sicherheit der Anlage zuträglich oder abträglich sein können. Die Sicherheitskultur ist gewissermaßen die Summe der menschlichen Software, die nötig ist, damit Defence-in-Depth auch wirklich funktioniert.

Folgende Kriterien lassen sich für eine funktionierende Sicherheitskultur mindestens anführen:

- die Unabhängigkeit der Aufsichtsbehörden;
- die Verantwortung für den sicheren Betrieb der Anlage ist weit oben in der Leitungsstruktur angesiedelt (Stichwort: Sicherheit vor Wirtschaftlichkeit);

- klare Aufgabenverteilung und Schnittstellenfestlegung;
- wiederkehrendes Personaltraining (inkl. Notfallmaßnahmen, Ebenenwechsel!);
- Auswertung der Betriebserfahrung;
- nationaler und internationaler Erfahrungsaustausch;
- wiederkehrende Prüfungen, Wartung und Instandhaltung;
- Systeme zur Früherkennung von Schwachstellen;
- gepflegte Betriebs- und Notfallschutzhandbücher;
- stetige Sicherheitsverbesserung auf der Grundlage neuer wissenschaftlicher Erkenntnisse (u. a. aus der Sicherheitsforschung).

Auf den letzten Punkt wird im folgenden beispielhaft in Bezug auf die Arbeiten im Forschungszentrum Dresden-Rossendorf detailliert eingegangen.

Sicherheitsforschung als Pfeiler der Sicherheitskultur

Die Sicherheitsforschung ist ein Pfeiler der Sicherheitskultur, der notwendig ist, um die Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung zu bewerten, indem man beispielsweise das Anlagenverhalten in Störfall- und Unfallsituationen genau verstehen lernt.

Die Sicherheitsforschung erfährt ständig neue Motivationen:

- durch Ereignisse in In- und ausländischen Anlagen (siehe Forsmark, Schweden),
- durch neue Erkenntnisse aus probabilistischen Sicherheitsanalysen
- und natürlich auch durch den Fortschritt der wissenschaftlichen Methoden, will heißen: bekannte Unfallszenarien werden mit den fortgeschrittenen Methoden besser simuliert und analysiert.

Ein aktuelles Beispiel stellt die Nutzung von CFD-Methoden in der Thermohydraulik dar: Aufgrund der stetig steigenden Rechnerleistung können heute praxisrelevante Fälle mit Computern simuliert werden, deren Simulation noch vor zehn Jahren unrealistisch war.

Analyse von Deborierungstransienten in DWR

Die Untersuchung so genannter Deborierungstransienten, über die im folgenden berichtet wird, sind aufgrund eines Ereignisses im KKW Phillipsburg (zu geringe Borkonzentration im Flutbehälter) und aufgrund neuer Erkenntnisse aus der PSA bzw. begleitender Systemanalysen der GRS mit dem Systemcode ATHLET aufgenommen worden. Die thermohydraulischen Systemanalysen zeigen, dass sich bei einem kleinen Leck borfreies Kondensat im Primärkreis ansammeln könnte.

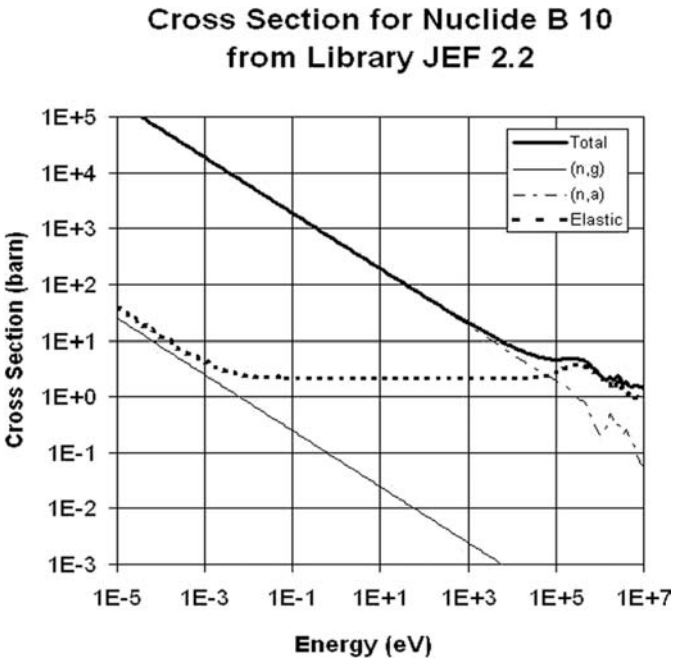


Bild 3: Neutronen-Wirkungsquerschnitte von B10 (20 % Isotopenanteil)

Was ist das Problem bei zu geringer Borkonzentration im Primärkreis eines DWR? Bor, genauer gesagt B^{10}, ist ein starker Neutronenabsorber. In Bild 3 ist der hohe totale Einfangquerschnitt im Bereich thermischer Neutronenenergien (bis 0,1 eV) zu erkennen. Um die Überschussreaktivität am Beginn eines Brennstoffzyklus (also jeweils nach Umladung des Kerns) zu kompensieren, wird deshalb dem Kühlwasser von DWR Bor zugesetzt. Typische Borkonzentrationen liegen bei Zyklusbeginn um tausend ppm, bei kaltem Zustand im Stillstand sogar bei 2200 ppm.

Eine Absenkung der Borkonzentration – sei es unbeabsichtigt oder unvermeidbar – führt zu einer Reaktivitätszunahme im Kern und einer Leistungsexkursion, die man Borverdünnungstransiente nennt. Die totale Eintrittshäufigkeit solcher Borverdünnungsereignisse liegt bei ca. 10^{-5}/ Jahr und Anlage.

Die Borverdünnungstransiente, die hier betrachtet werden soll, läuft grundsätzlich so ab, dass es bei einem kleinen Leck im Primärkreislauf und partiellem Ausfall des Hochdruck-Notkühlsystems (HD-Notkühlsystem) zur Bildung von borfreiem Deionat in den Dampferzeugern (DE) und in Teilen der Kühlschleifen kommt.

Sobald der Primärkreislauf mit dem Niederdruck-Notkühlsystem (ND) wieder aufgefüllt ist, läuft die Naturzirkulation wieder an und fördert das Deionat in Richtung Reaktorkern, wo es seine Reaktivitätswirkung entfaltet.

Der Vorgang ist in Bild 4 schematisch dargestellt: Kühlwasser geht über das Leck verloren und der Füllstand sinkt, da die HD-Notkühlpumpen bis auf eine ausgefallen sind.

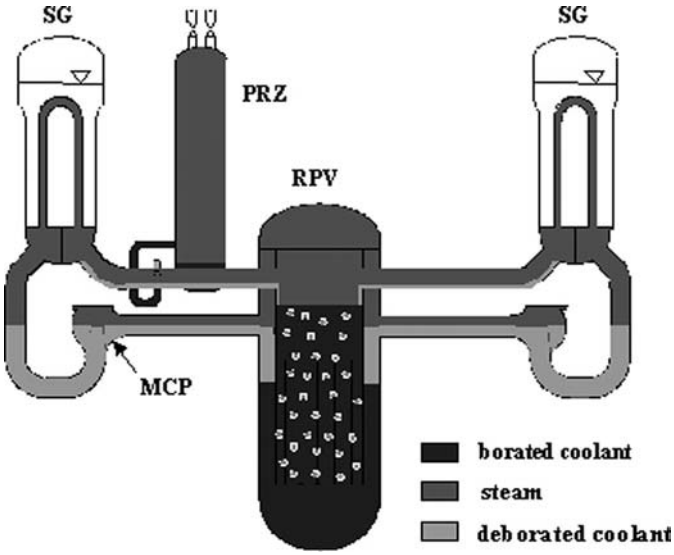
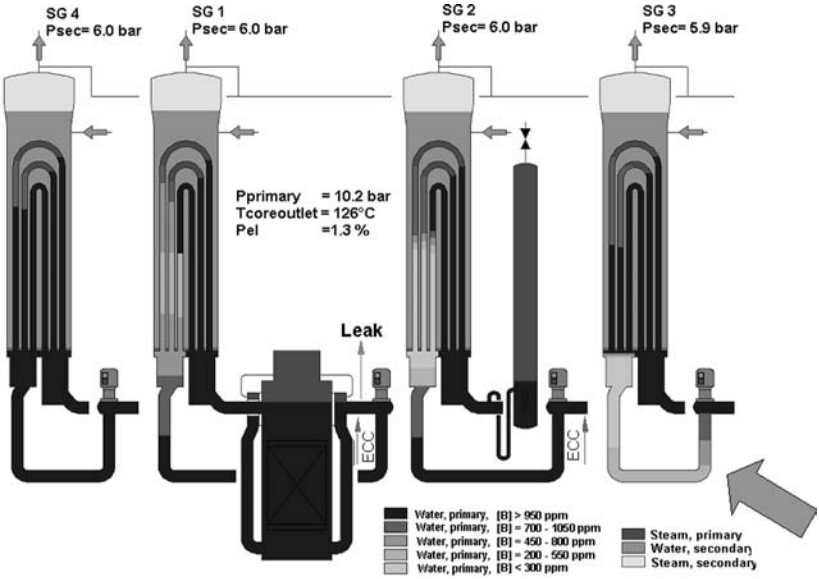


Bild 4: Schema der Kühlschleifen bei Kühlstandsabfall unter Oberkante Heißstrang

Da auch der Druck absinkt, wird das Kühlwasser im Kern zu sieden beginnen. Der Dampf enthält nahezu kein Bor, strömt zum Dampferzeuger und kondensiert dort. Das borfreie Kondensat sammelt sich vorwiegend in den untenliegenden Pumpenbögen an. Wenn der Druck niedrig genug ist (ca. 10 bar), springen die ND-Notkühlsysteme an und füllen den Primärkreislauf auf. Dadurch wird das Kondensat teilweise (s. verschiedene DE in Bild 5) in die Dampferzeuger zurückgedrängt.

In jeden Falle aber etabliert sich wieder ein einphasiger Naturumlauf, der den borfreien Pfropfen in Richtung Kern schiebt. Der dann zwangsläufig auftretende Reaktivitätseintrag beim Eintritt in den Kern wird nur dadurch begrenzt, dass sich der Pfropfen vorher mit dem korrekt borierten Wasser im Druckbehälter vermischt.

Es ist also entscheidend zu wissen, wie stark die Vermischung ist, insbesondere, ob sie so gut ist, dass der beim Leck abgeschaltete Reaktor nicht wieder



Mull, Th. and Umminger, K. (2003): "New PKL-tests on boron dilution in PWRs" , Annual meeting on Nuclear Technology 2003; Topical session: Experimental and theoretical investigations on boron dilution transients in PWRs

Bild 5: Schematische Darstellung der vier Dampferzeuger mit der Verteilung der unterschiedlich borierten Wassermengen

kritisch werden kann. – Solche Vermischungsuntersuchungen werden an der Versuchsanlage ROCOM (Rossendorf Coolant Mixing Test Facility, vgl. Bild 6) durchgeführt. Hierbei handelt es sich um ein 1:5-Modell eines 1300 MWe KONVOI-Reaktors, wie sie Ende der 80er Jahre in Deutschland in Betrieb genommen wurden.

Die Versuchsanlage wird mit kaltem Wasser betrieben, verfügt über 4 Schleifen und hat regelbare Pumpen, so dass über die Pumpendrehzahl auch ein Natururanumlauf simuliert werden kann.

Im Experiment wird nicht Borsäure verwendet, sondern der vermeintlich unterborierte Kühlmittelpfropfen wird

Bild 6: Plexiglasmodell des RDB in der ROCOM-Anlage

durch die Zugabe von Salz als Tracer simuliert. Da die Salzkonzentration die elektrische Leitfähigkeit beeinflusst, kann man die Vermischung durch Messung der Leitfähigkeit verfolgen.

Dichtedifferenzen, die sich natürlich aufgrund unterschiedlicher Borkonzentrationen und Wassertemperaturen einstellen, werden durch Zugabe von Zucker oder Alkohol simuliert.

Die Vermischung wird durch einen Skalar Θ charakterisiert, der aussagt, welcher Anteil der Strömung an einem bestimmten Ort (x,y,z) im Reaktor zu einer Zeit t noch ankommt. Der Skalar wird aus dem Quotienten der aktuellen Konzentrationsdifferenz zur maximal möglichen Konzentrationsdifferenz gebildet:

$$\Theta = \frac{C_{TR}(x,y,z,t) - C_{TR0}}{C_{TRslug} - C_{TR0}}$$

Θ=1 heißt: das Deionat erreicht den Kern völlig unvermischt.
Θ=0 heißt: die Störung wird durch Vermischung vollständig beseitigt.

Die Leitfähigkeit wird mit Gittersensoren gemessen. Diese befinden sich an den Eintrittsstutzen, im Ringraum und an der Kerneintrittsplatte. Am Kerneintritt befinden sich 15x15 Messpunkte, also ein Messpunkt pro Brennelementfuß. Die Gittersensoren bestehen aus 2 Ebenen kreuzweise gespannter Drähte. Eine Ebene wird mit Spannung beaufschlagt, in der anderen misst man den Strom, der proportional zur Leitfähigkeit und damit zur Salzkonzentration (= Unterborierung) ist.

Die Messungen im Experiment und die CFD-Simulation zeigen, dass unterborierte Pfropfen in den Ringraum einströmen, sie aber nicht zum Kern durchdringen. Sie schichten sich zunächst auf das kalte Wasser im unteren Teil des Ringraums auf. Zum Teil verlässt das Deionat den RDB über das Leck, es tritt aber auch aus Strang 3 ein, aus dem das Notkühlwasser kommt. Das Notkühlwasser aus Strang 3 treibt eine Konvektionswalze an, die den unterborierten Pfropfen sehr stark vermischt und so verdünnt, so dass nur noch wenig und nur schwach unterboriertes Wasser den Kern erreicht.

Die Experimente und die CFD-Simulationen, die Bestandteile des aktuellen Aufsichtsverfahrens sind, haben folgendes gezeigt:

- Grundsätzlich hängt der Grad der Vermischung stark von Dichtedifferenzen und Stratifikationen ab.
- Es wurde festgestellt, dass die Mischsträhne (Notkühlwasser + Kondensat) die Unterborierung wirksam abbaut; im betrachteten konservativen Fall auf 21%.

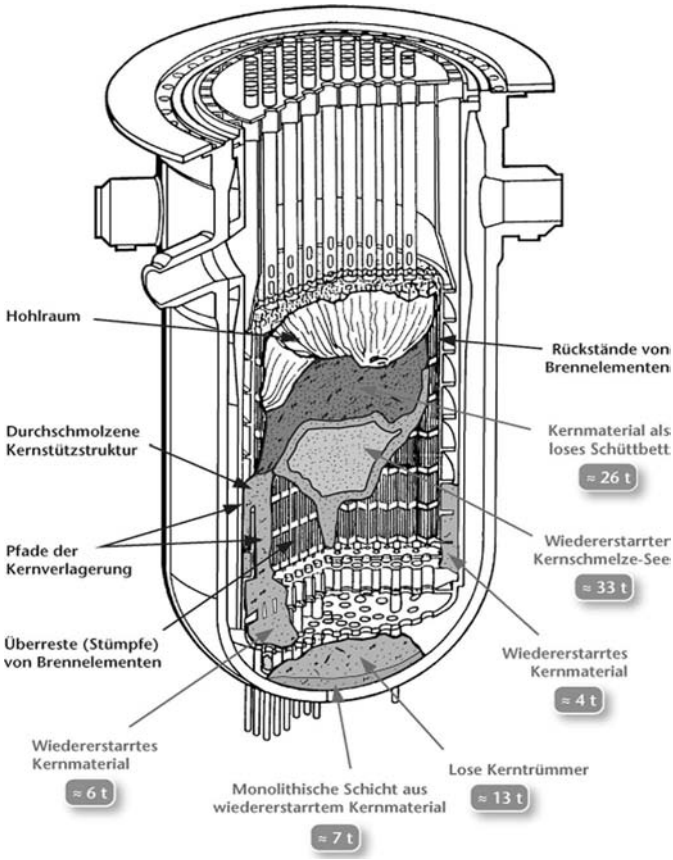


Bild 7: Endzustand des zerstörten Kerns von TMI, 1979

Bei einer so schwachen Unterborierung wird der abgeschaltete Reaktor nicht kritisch, selbst wenn Brennelemente mit hoher Anfangsanreicherung an U^{235} eingesetzt werden.

RDB-Verhalten während der Spätphase eines Kernschmelzunfalls

Aus den PSA ist bekannt, dass es mit sehr geringer Wahrscheinlichkeit möglich ist, dass es trotz aller Sicherheitsvorkehrungen zu einer Kernschmelze kommt. Im Folgenden soll eine bereits eingetretene Kernschmelze im RDB unterstellt werden. Der RDB hat in diesem Störfallszenario einen bedeutenden Einfluss.

Warum ist der RDB in diesem Stadium so wichtig? Es wurde bereits verdeutlicht, dass die Rückhaltung des radioaktiven Kerninventars physikalisch über das Multi-Barrierensystem gewährleistet werden soll (vgl. Bild 7). Bei einer Kernschmelze sind jedoch bereits 2 Barrieren verloren: das Kristallgitter des Brennstoffs und die Hüllrohre sind in irgendeiner Form aufgeschmolzen. Die nächste verbleibende Barriere ist der RDB. Jetzt ist es von Interesse, ob es möglich ist, diese Barriere zu halten. Falls ein Versagen des RDB zu unterstellen ist, interessieren die daraus resultierenden Belastungen für die nächsten Bar-

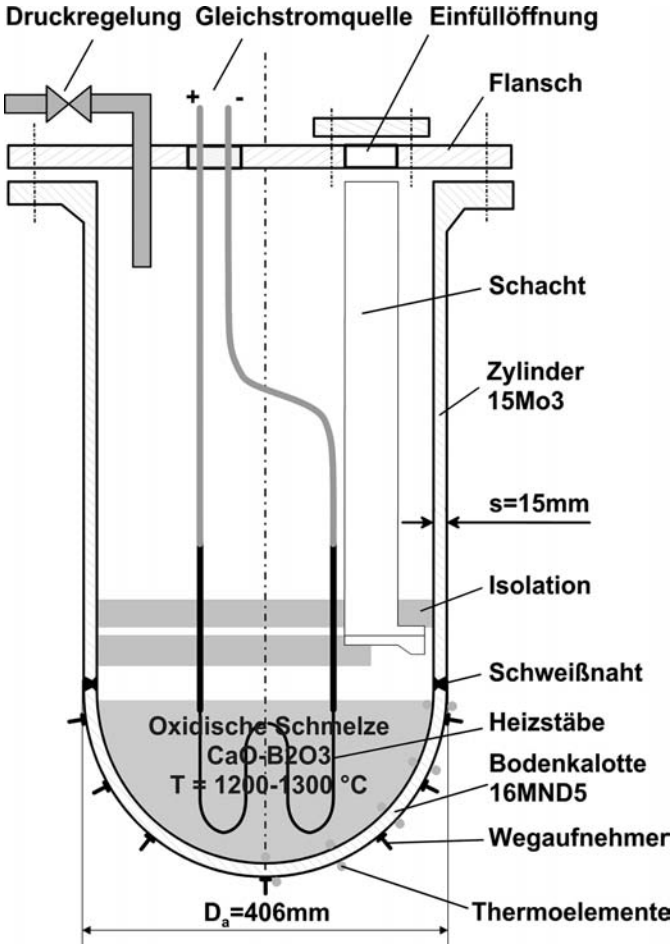


Bild 8: Prinzipskizze der FOREVER-Experimente

rieren – insbesondere das Containment, welches die letzte druckdichte Umschließung des radioaktiven Inventars gegenüber der Umwelt darstellt.

Wahrscheinlich wichtigster Auslöser für die Forschung an Kernschmelzeszenarien ist der Unfall in Kraftwerk Three-Mile-Island (TMI), Harrisburg, in den USA im März 1979. Der Unfallablauf in Kurzform: Es kam aufgrund unzureichender Kühlung zum Trockenfallen des Kerns und damit zu einer Schmelzeseebildung im Kern. Trotz der dann wieder hergestellten Kühlung haben sich etwa 20 t Schmelze in die Bodenkalotte verlagert. Diese Konfiguration war dann langfristig kühlbar.

Dies war allerdings kein „worst-case“ Szenario. – Ohne erneute Kühlung wären bis zu 200 t Schmelze in die Kalotte gelangt. Dieses Szenario wird jetzt unter anderem deshalb betrachtet, weil das Stadium einer großen Schmelzeseebildung in der Kalotte die Einhüllende für verschiedene Unfallabläufe darstellt. Das Hauptproblem bei nuklearen Störfällen im Leistungsbetrieb des Reaktors ist die Nachzerfallswärme, die durch den Zerfall der während des Betriebs entstandenen Spalt- und Aktivierungsprodukte noch nach der Abschaltung freigesetzt wird.

Zur Kernschmelzeproblematik wurden bisher weltweit viele Analysen und Experimente durchgeführt. An dieser Stelle wird auf die FOREVER-Experimente eingegangen, die einzige integrale Experimentreihe, die bisher durchgeführt wurde (s. Bild 8). Die Experimente wurden in den Jahren 1999-2004 an der Königlichen Technischen Hochschule (KTH) in Stockholm durchgeführt. Zwischen dem FZD und der KTH gab es eine erfolgreiche Zusammenarbeit. Bei den ersten Versuchen zeigte sich, dass es nicht einfach ist, einen solchen Behälter wie gewünscht zum Versagen zu bringen.

Die FOREVER-Druckbehälter haben eine Skalierung von etwa 1:10 bezüglich der Geometrie der Bodenkalotte. So beträgt beispielsweise die Wanddicke im Experiment 15 mm, während die Bodenkalotte eines echten RDB ca. 150 mm aufweist.

Eine durchgängige Skalierung der thermischen und mechanischen Größen ist hingegen aufgrund des Oberflächen-Volumen-Effekts nicht möglich. Unter anderem deswegen werden Computer-

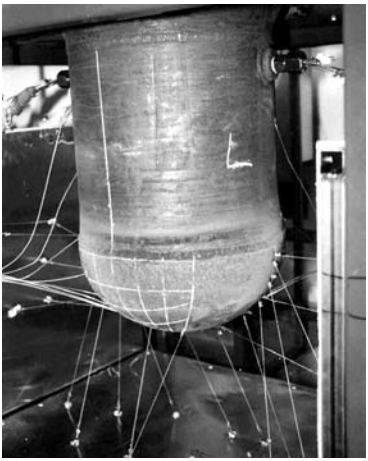


Bild 9: Der erste FOREVER-Behälter nach dem Versuch

modelle entwickelt, die eine Übertragung auf reale – sogenannte prototypische Szenarien – erlauben sollen.

In Bild 9 sind Teile der Instrumentierung zu erkennen: Die Wegaufnehmer (gespannte Drähte außen) zur zeitabhängigen Erfassung der Behälterdeformation und die Thermoelemente (zugeführte Drähte; Messung erfolgte innen und außen). Deutlich zu erkennen ist die Verzunderung aufgrund hoher Temperaturen im Bereich der Bodenkalotte.

Aufgrund der Thermodynamik des intern beheizten Schmelzepools kommt es zur Ausbildung des sogenannten „Heißen Fokus“. Dieser ist in Bild 10 gut zu erkennen. Bei entsprechender Druckbelastung beginnt die Druckbehälterwand zu kriechen. An der schwächsten bzw. an der höchstbeanspruchten Stelle kommt es dann zum Kriechbruch und Austritt eines Schmelzestrahls (s. Bild).

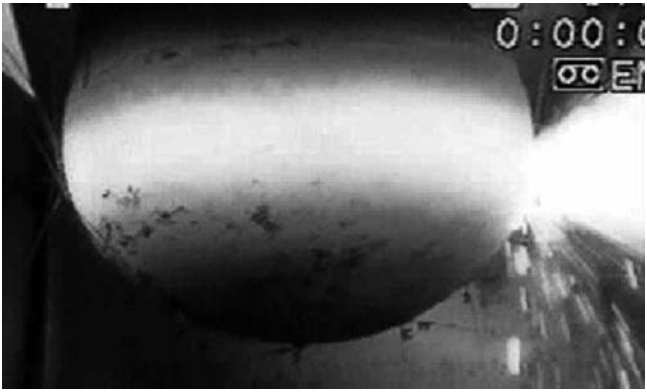


Bild 10: Ein FOREVER-Behälter bei Versagenseintritt mit Schmelzeejektion

Im FZD wurde ein gekoppeltes thermomechanisches Computermodell entwikkelt. Hierbei wird zum einen das zeitabhängige Temperaturfeld in der Schmelze und vor allem in der Behälterwand bestimmt. Danach wird die transiente mechanische „Antwort“ auf das Temperaturfeld und die mechanischen Lasten wie Druck und Eigengewicht bestimmt. Gekoppelt bedeutet hierbei, dass die Ergebnisse der einzelnen thermischen und mechanischen Rechenschritte jeweils die Eingangsbedingungen für die nächsten mechanischen bzw. thermischen Rechenschritt liefern. Denn es ist nicht nur so, dass das Temperaturfeld die mechanische Festigkeit beeinflusst, sondern umgekehrt führt die mechanische Verformung des Behälters zu einer Veränderung des Temperaturfelds.

Die linke Darstellung zeigt das Temperaturfeld im FOREVER-Behälter zu Beginn eines Experiments. Ganz rechts ist der Behälter zum Versagenszeitpunkt dargestellt. Deutlich zu erkennen: die Ausbauchung und die vertikale Verlagerung des Behältersüdpols. In der Mitte ist die geometrische Verformung fiktiv

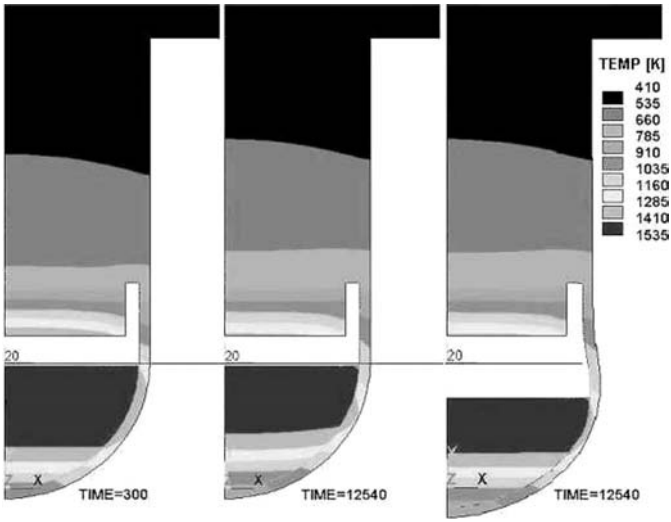


Bild 11: Berechnete Temperaturfelder [T in K] für ein FOREVER-Experiment. Links zu Beginn, rechts mit tatsächlicher Geometrie bei Versagen, in der Mitte mit Rückverformung auf Ausgangsgeometrie

zurückgeführt worden auf die ursprüngliche Geometrie. Man erkennt deutlich, dass das Temperaturfeld ohne vollständige Kopplung nicht korrekt wiedergegeben werden kann. Insbesondere die Lage des Heißen Fokus ändert sich deutlich. – Eine weitere Vergleichsmöglichkeit zwischen den Rechnungen und den Experimenten eröffnet sich durch die metallographischen Untersuchungen, die auch im FZD durchgeführt wurden. In Bild 12 ist die berechnete Schädigungsverteilung im Bereich des Heißen Fokus dargestellt. Zusätzlich zur Information, auf welcher Höhe das Versagen eintritt, können wir auch noch die Aussage treffen, dass der Riss von außen nach innen laufen wird. Dies wird in der metallographischen Darstellung in Bild 13 bestätigt.

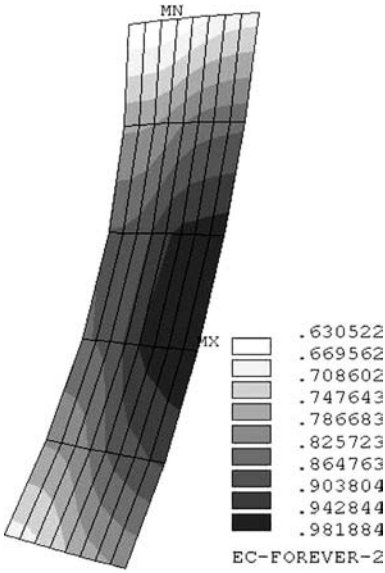


Bild 12: Berechnete Schädigung im Bereich des heißen Fokus

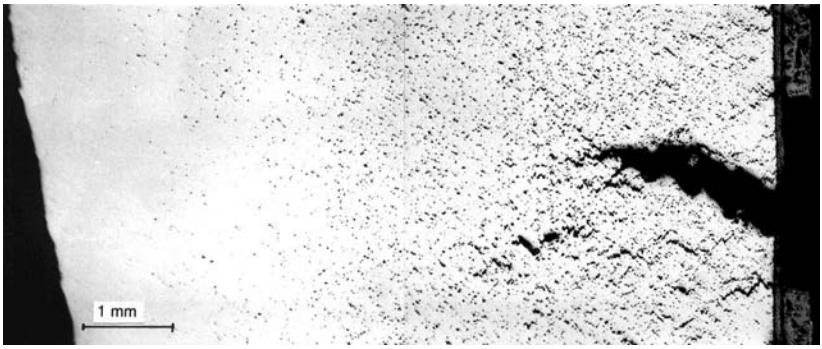


Bild 13: Metallographische Aufnahme über den Wandquerschnitt im Bereich des heißen Fokus (links = innen)

Für die Experimente lässt sich zusammenfassen: eine Kriechverformung findet nur bei gleichzeitig hohen Temperaturen und Innendruck statt. Der Heiße Fokus ist die Schwachstelle, dort wird das Versagen bei entsprechender Dauer der Belastung eintreten. Gleichzeitig besteht aufgrund der niedrigeren Temperaturen eine hohe Festigkeit im Zentrum der Kalotte. Hier findet im wesentlichen eine vertikale Verlagerung nach unten statt.

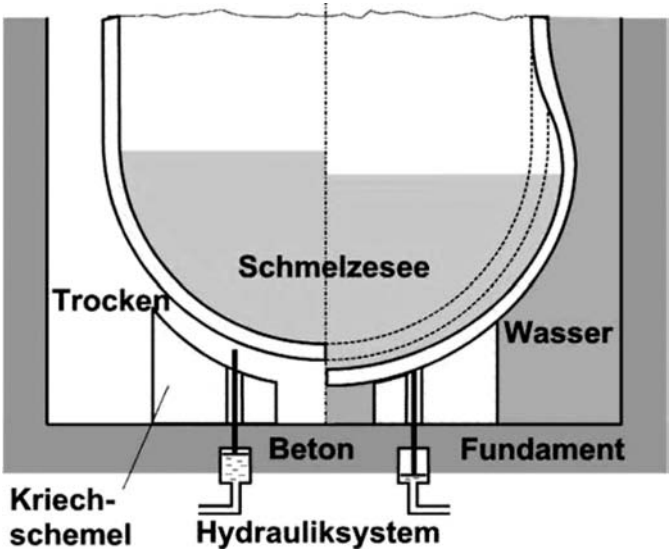


Bild 14: Darstellung von Kriechschemel und Prinzip der passiven Auslösung zur Flutung der Reaktorgrube

Können aus den Erkenntnissen Strategien für eine Verzögerung oder sogar Verhinderung des Behälterversagens hergeleitet werden? Ziel müsste es sein, die schwächste Zone – den „Heißen Fokus“ – zu entlasten. Zusätzlich stellt sich die Aufgabe, ob auch in diesem Stadium noch Wasser zur Kühlung zugeführt werden kann?

Hierzu gibt es jeweils einen Lösungsvorschlag (vgl. Bild 14):
Durch geeignet angeordnete Stützen, sogenannte Kriechschemel, kann die vertikale Verlagerung aufgefangen werden, und damit wird die mechanische Belastung im Heißen Fokus signifikant reduziert.

Gleichzeitig kann die vertikale Verlagerung der Kalotte genutzt werden, um über eine geeignet ausgelegte Steuerung absolut passiv ein Ventil oder Schott zu öffnen, so dass eine Wasserzufuhr zur Reaktorgrube sichergestellt wird.

Ob jedoch Wasser in der Grube sein sollte oder nicht, ist immer noch umstritten. Gegner einer externen Behälterkühlung führen an, dass es beim Schmelzeaustritt in eine Wasservorlage zu einer Dampfexplosion kommen kann, die das Containment beschädigen könnte.

Damit schließen die Ausführungen zu Beispielen der Reaktorsicherheitsforschung im Forschungszentrum Dresden Rossendorf.

Kurze Geschichte und Ausblick zur friedlichen Kernkraftnutzung

Die Anfänge der friedlichen kommerziellen Nutzung der Kernkraft liegen in den 50er Jahren des letzten Jahrhunderts. Die Reaktoren aus der Zeit bezeichnet man heute als Generation I (vgl. Bild 15).

Bild 15: Schematische Darstellung der verschiedenen Reaktorgenerationen

Die meisten heute kommerziell in Betrieb befindlichen Reaktoren gehören zur danach folgenden Generation II. Ein Charakteristikum für diese Reaktoren ist, dass eine Kernschmelze sehr unwahrscheinlich, aber möglich ist. Es gibt keine Strategie für eine Kernschmelze-Rückhaltung.

Aktuell von den Kraftwerksherstellern angeboten werden die Reaktoren der dritten Generation. Diese stellen eine evolutionäre Weiterentwicklung der heute erfolgreichen LWR dar. Einer ist bereits im Bau: der European Pressurized Water Reactor (EPR) wird zur Zeit in Finnland errichtet. Kennzeichnend für diese Reaktoren ist, dass die Kernschmelz-Häufigkeit nochmals deutlich reduziert wird und trotzdem – wie beispielsweise beim EPR – Maßnahmen gegen eine Kernschmelze getroffen werden. Beim EPR übernimmt diese Aufgabe ein sogenannter Kernfänger (s.u.).

Für die fernere Zukunft – ab 2030 – werden derzeit nicht unbedingt neue Konzepte verfolgt, jedoch wird versucht die „Nicht-LWR-Typen“ zur Marktreife zu bringen.

Der derzeit erfolgreichste Vertreter der dritten Generation, der EPR, weist zwei wichtige Neuerungen zu seinen „Eltern“, dem deutschen DWR KONVOI und dem französischen DWR N4, auf (vgl. Bild 16):

- Er besitzt ein Doppelcontainment, ausgelegt auch gegen den Absturz großer Transportflugzeuge.
- Und er hat einen Core Catcher = Kernfänger, hier soll die Kernschmelze auf einer großen Fläche ausgebreitet werden, so dass sie bei einer Flutung mit Wasser ein kühlbares Oberflächen-Volumen-Verhältnis aufweist.

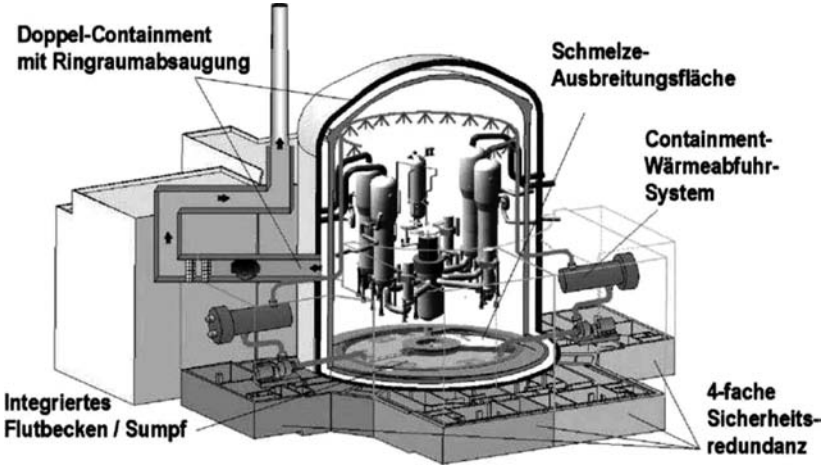


Bild 16: Darstellung der wesentlichen Sicherheitssysteme beim EPR

Die Reaktoren der Generation IV

Im Prinzip sind die Anforderungen an die Reaktorkonzepte der Zukunft Verschärfungen der Anforderungen an die heutigen Reaktoren. Für die Sicherheit und Zuverlässigkeit bedeutet das, dass die Wahrscheinlichkeit für eine Kernschmelze nochmals deutlich reduziert werden muss – oder noch besser inhärent ausgeschlossen werden kann. In jedem Fall wird gefordert, das Maßnahmen außerhalb der Anlage – wie Evakuierungen – definitiv ausgeschlossen werden können.

Nächster Punkt: die Reaktoren sollen nachhaltig betrieben werden. D.h., dass Brutreaktoren in den Brennstoffkreislauf einbezogen werden, so dass man eine wesentlich längere Brennstoffreichweite – im Idealfall mehrere tausend Jahre – erreicht. Auch wird eine Reduktion der langlebigen Abfälle angestrebt: Stichworte: Actinidenverbrennung, Transmutation.

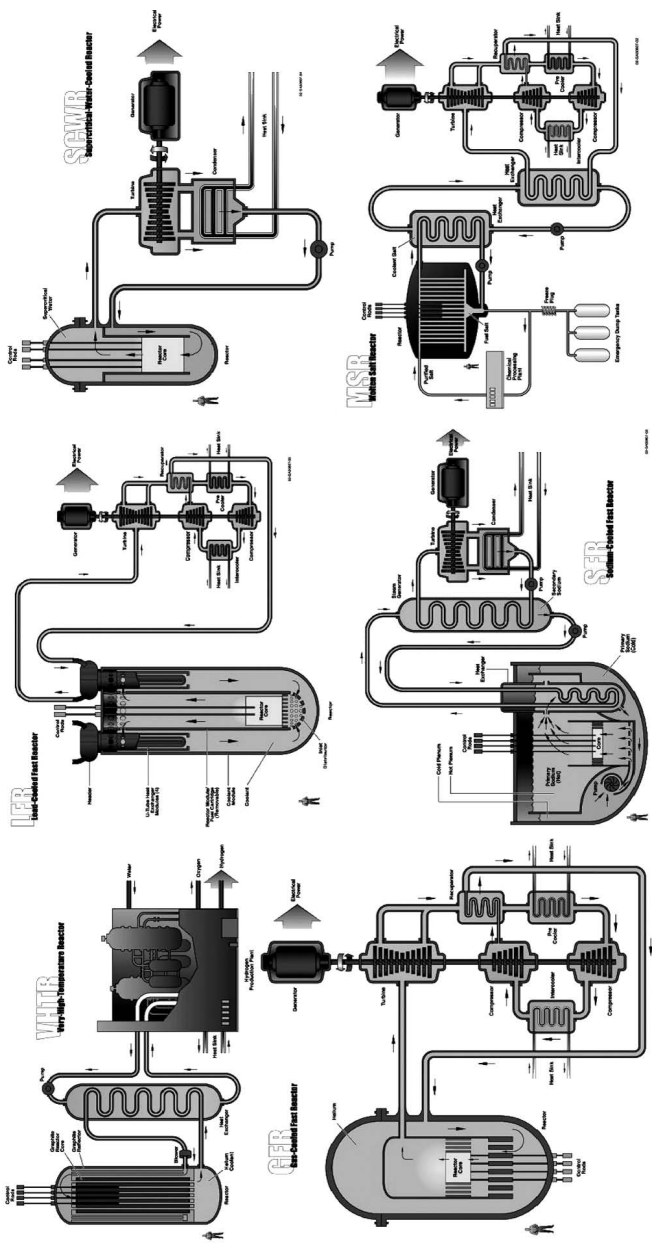
Nicht zuletzt wegen der Ereignisse vom 11.9.2001 sollen GenIV-Reaktoren erhöhte Anforderungen in Bezug auf Proliferation und Schutz gegen Sabotage erfüllen. Und trotz dieser Anforderungen muss sich die Stromerzeugung mit diesen Anlagen im Vergleich mit den anderen Energieträgern rechnen.

Es gibt viele verschiedene Reaktorkonzepte, deswegen haben sich viele Staaten weltweit zusammengetan, um zunächst die vielversprechendsten Konzepte auszuwählen und sich anschließend bei der Forschung abzusprechen und auszutauschen. Diese Vereinigung nennt sich GIF: Generation IV International Forum. Deutschland ist einer der wenigen Industriestaaten, die bisher nicht direkt an diesem Zusammenschluss beteiligt sind, weil die Förderung der Forschung an zukünftigen Reaktorkonzepten in Deutschland verboten ist. Indirekt über die EU und Euratom sind jedoch deutsche Institutionen beteiligt.

Im GIF hat man sich auf 6 weiter zu verfolgende Konzepte geeinigt.

An dieser Stelle können die einzelnen Konzepte nicht erläutert werden, deswegen nur eine kurze Auflistung der Konzepte. Es handelt sich um zwei gasgekühlte Reaktoren (in Bild 17 links dargestellt). Außerdem werden zwei flüssigmetallgekühlte Reaktorkonzepte verfolgt (Mitte).

Rechts unten ist ein Salzschmelzenreaktor dargestellt (MSR), und rechts oben ein wassergekühlter Reaktor, der allerdings mit überkritischen Wasserzuständen im Kühlkreislauf arbeitet. Also vorsichtig ausgedrückt: ein SWR mit sehr hohem Kühlmitteldruck und damit auch höheren Temperaturen und Wirkungsgraden. Weiterführende Quellen finden sich im Internet: http://gif.inel.gov/ und http://www.gen-4.org/.


SCWR
Supercritical Water Cooled Reactor
Electrical Power
Generator
Turbine
Condenser
Heat Sink
Pump
Reactor
MSR
Molten Salt Reactor
Electrical Power
Generator
Turbine
Recuperator
Compressor
Intercooler
Heat Sink
Pump
Reactor
Emergency Drain Tank
LFR
Lead Cooled Fast Reactor
Electrical Power
Generator
Turbine
Recuperator
Compressor
Intercooler
Heat Sink
Reactor
SFR
Sodium Cooled Fast Reactor
Electrical Power
Generator
Turbine
Steam Generator
Condenser
Heat Sink
Pump
Reactor
VHTR
Very High Temperature Reactor
Water
Oxygen
Hydrogen
Electrical Power
Generator
Turbine
Recuperator
Compressor
Intercooler
Heat Sink
Reactor
GFR
Gas Cooled Fast Reactor
Electrical Power
Generator
Turbine
Recuperator
Compressor
Intercooler
Heat Sink
Helium
Reactor

Zusammenfassung

Die Eintrittswahrscheinlichkeit schwerer Störfälle ist sehr gering. Auf das Dilemma der Beurteilung kleiner Zahlen wurde hingewiesen. In den letzten Jahren wurde zudem durch die Einführung der 4. Ebene des Defence-in-Depth nochmals die Wahrscheinlichkeit für die Freisetzung von Radioaktivität in die Umwelt deutlich reduziert.

Der aktuell im Bau befindliche EPR, ein Reaktor der sogenannten 3. Generation, weist sicherheitstechnisch besondere Aspekte wie den Kernfänger auf.

Für die Reaktoren der 4. Generation gilt prinzipiell, dass die Kernschmelz-Wahrscheinlichkeit nochmals gesenkt werden soll oder im Idealfall eine Kernschmelze physikalisch ausgeschlossen werden kann.

An zwei Beispielen der Reaktorsicherheitsforschung im FZD konnte gezeigt werden, dass man durch diese Forschung einerseits zu einer verbesserten Sicherheitsbewertung kommt oder eine Sicherheitserhöhung ermöglicht wird.

Weiterführende Literatur:

[1] Patent DE 100 41 778 C2, Abstützvorrichtung für Stahlbehälter, 2003

Sitzungsberichte der Leibniz-Sozietät *89(2007), 115–118*

Alexander Andreeff,
Vorstand des Fördervereins der Dresdner Seniorenakademie
Wissenschaft und Kunst

Schlussbemerkungen

Wir haben heute den ganzen Tag Vorträge über die Forschung zur Kernenergie der letzten 50 Jahre auf dem Gebiet der ehemaligen DDR gehört. Eigentlich können wir stolz und zufrieden zurückblicken. Nicht alle Träume wurden realisiert, aber die Ergebnisse haben in der internationalen Wissenschaftswelt Anerkennung gefunden.

Es gibt drei wesentliche Gründe, die immer wieder als Begründung für den Ausstieg aus der Kernenergie angegeben werden:

1. Das Uran geht bald zu Ende
2. Umwelt- und Gesundheitsrisiken
3. Es gibt keine Idee der Endlagerung der radioaktiven Abfälle.

Zu allen drei Problemkreisen wurde heute einiges gesagt.

Der Versorgungsanteil der Kernenergie am Energiemix lag in der EU im Jahr 2004 bei rund einem Drittel. In Deutschland beträgt er immerhin noch 27,5%. Der jährliche Uranbedarf beläuft sich in der Welt auf ca. 68 Tt. 2003 wurde dies nur zur Hälfte durch die laufende primäre Uranproduktion gedeckt. Die andere Hälfte des Bedarfs wird durch die Auflösung von Uranvorräten und angereichertem Uran bei den Stromversorgern sowie der Konversion der Kernwaffenvorräte gedeckt. Infolge dessen ist die Prospektion von Uranlagerstätten nicht forciert worden. Das wird sich in den nächsten Jahren ändern. Damit wird das Argument der geringen Uranvorräte hinfällig, zumal es eine Diskrepanz zwischen den Politikern und den Geologen beim Verständnis des Wortes „Reserven“ gibt. Unter Reserven versteht der Geologe nämlich nicht die Gesamtheit der Vorkommen eines mineralischen Rohstoffes auf unserem Planeten, sondern nur den Teil, der bislang **bekannten** Vorkommen, die mit den **heutigen** Abbaumethoden mit wirtschaftlich Gewinn abbaubar sind. Darin stecken drei Einschränkungen für die Prospektion:

- Die Suche nach Mineralien ist aufwendig. Die Bergbaufirmen investieren nur so viel Geld, dass sie genügend Schürfrechte haben, um das jährliche Liefervolumen für die nächsten 2 Jahrzehnte zu gewährleisten.
- Der **heutige** Marktpreis bestimmt, welche Vorkommen wirtschaftlich abzubauen sind. Steigt der Marktpreis, so sind auch weniger reiche Vorkommen wirtschaftlich abbaubar.
- **Heutige** Abbaumethoden unterliegen dem technischen Fortschritt und gestatten, die Ausbeute einer Lagerstätte zu erhöhen.

Im „Red Book“ der IAEA findet man, dass die bekannten Vorkommen bei Produktionskosten von 130 $/kg noch 67 Jahre reichen. Abschätzungen von zusätzlichen Vorräten im Einzugsbereich bekannter Vorräte auf Grund geologischer Beschaffenheit reichen nochmal 101 Jahre. Wir kommen somit auf eine Nutzungszeit des Urans als Brennstoff von 167 Jahren. Dabei sind die Vorkommen im Meer und in noch unbekannten Lagerstätten nicht berücksichtigt.

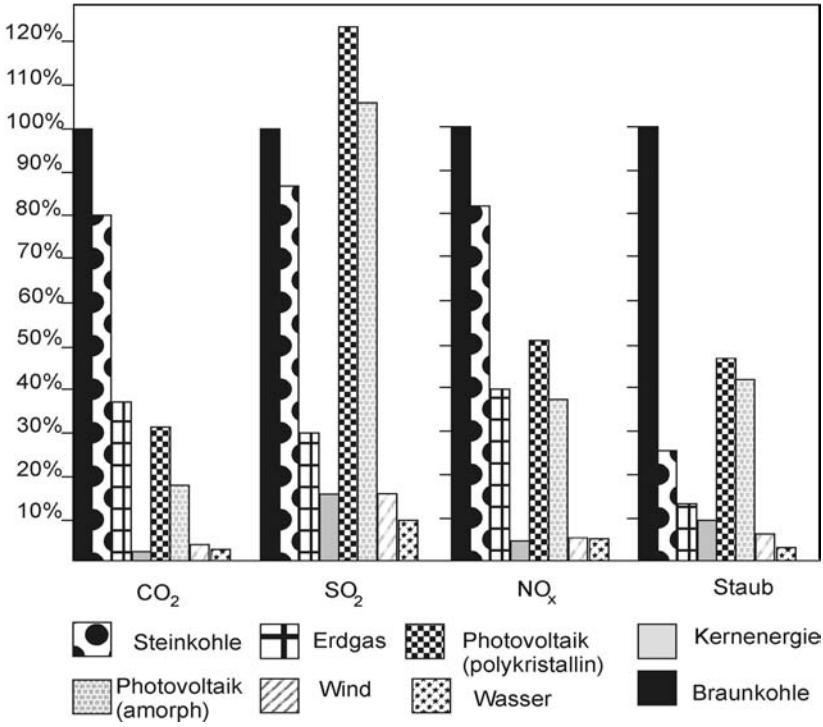


Abb. 1: Kumulierte Emission ausgewählter Schadstoffe – relativ zur Braunkohle (Institut für Energiewirtschaft und Rationelle Energieanwendungen, Universität Stuttgart)

Das zweite Argument gegen die Kernenergie ist das Umwelt- und Gesundheitsrisiko. Abb.1 zeigt die kumulierte Emissionen einiger Schadstoffe relativ zu Braunkohle von verschiedenen Energieträgern im Vergleich. Die Abschätzungen zu diesen Risiken wurden von Energiefachleute vom Institut für Energiewirtschaft und Rationelle Energieanwendung der Universität Stuttgart durchgeführt. In den Betrachtungen flossen die Energie- und Stoffströme von Energieversorgungstechniken von der Prospektion bis zum Endprodukt – Energie – ein, d.h.:

- die Gewinnung der Baumaterialien,
- der Bau der Stromerzeugungsanlagen,
- die Brennstoffbereitstellung,
- der Normalbetrieb der Anlagen – einschließlich Instandhaltung,
- die Entsorgung von Reststoffen,
- und der spätere Abriss der Anlagen.

Eine ähnliche Situation zeigt die Analyse von Todesfällen, Verletzten und Evakuierten pro erzeugte Gigawattstunde pro Jahr. Ähnlich wie oben wurde alles berücksichtigt.

Das Bild 2 zeigt, dass Kernenergie überhaupt nicht aus den Rahmen fällt. Die Todesfallraten sind bei der Kernenergie noch am kleinsten.

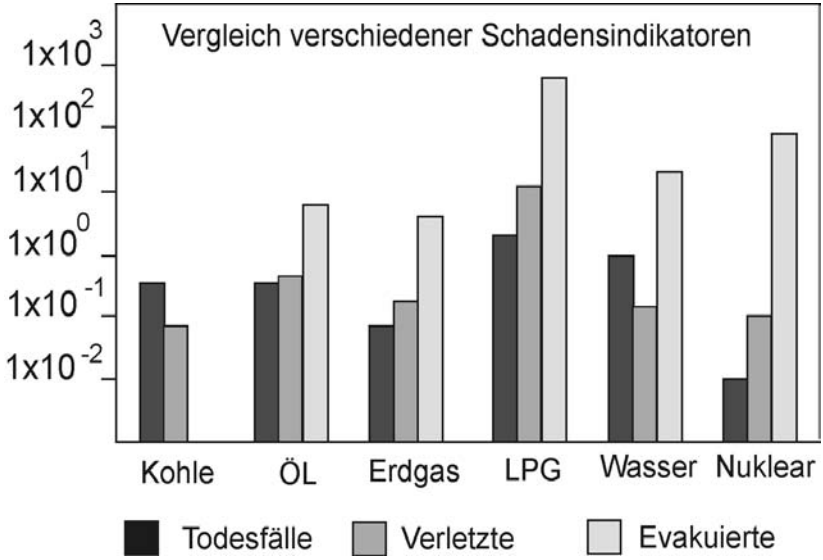


Abb. 2: Vergleich verschiedener Schadensindikatoren pro Gigawattstunde und Jahr (Institut für Energiewirtschaft und Rationelle Energieanwendungen, Universität Stuttgart)

Bleibt eigentlich nur noch die Endlagerung. Dazu hat Prof. Münze Hinreichendes gesagt.

Man kann nur hoffen, dass sich die Politik in Deutschland besinnt und von ihrer Antikernenergieposition abrückt, zumal sie weltweit isoliert dasteht.

Ich hoffe, Ihnen hat dieses kleine Kolloquium etwas gegeben. Sie nehmen etwas mit nach Hause, und sei es nur die Gewissheit, dass 50 Jahre Forschung nicht umsonst waren.

Bleiben Sie gesund, und ich hoffe, den einen oder anderen vielleicht in unserem Donnerstagskolloquium wiederzusehen.