

DREI GENERATIONEN VON KERNKRAFTWERKEN

Eike Gelfort

VDI-Gesellschaft für Energietechnik

Abstract

Die Entwicklung der Kernkraftwerke läßt sich in drei Generationen gliedern. Mit den KKW der 1. Generation wurde vorrangig die Reaktivität beherrscht, mit den KKW der 2. Generation eine ausreichende Wirtschaftlichkeit erreicht, während die zukünftigen KKW einer 3. Generation inhärent sicher ausgelegt sein werden. Anhand dieser Betrachtungsweise wird begründet, wie man aus den Fehlern der Vergangenheit lernen kann, dass für eine 3. KKW-Generation von Anbeginn die Sicherheitskriterien vorhanden sein müssen, die für Konzeption, Bau und Betrieb der KKW sowie für ihre Akzeptanz benötigt werden.

1. Zielsetzung

Im Hinblick auf die zu befürchtenden Klimaauswirkungen beim Verbrennen der fossilen Energieträger und die Endlichkeit der fossilen Ressourcen sowie im Hinblick auf die Notwendigkeit einer ausreichenden, kostengünstigen Energieversorgung weltweit besteht nach wie vor an Kernphysik und Kerntechnik die Forderung, sichere Kern-Kraft-Werke (KKW) zu entwickeln und zum Einsatz zu bringen. Die Entwicklung der KKW ab Mitte der vierziger Jahre bis heute, d.h. über einen Zeitraum von fast 60 Jahren, läßt sich in drei Abschnitte oder Generationen gliedern, von denen jede mit charakteristischen Merkmalen verknüpft ist.

Die 1. Generation war gekennzeichnet durch den Bau und Betrieb von KKW für militärische Zielsetzungen, bis sich mit der Genfer Konferenz (August 1955) unter der Devise "atomic power for peace" der Weg zur friedlichen Nutzung der Kernenergie öffnete. In dieser ersten Phase wurden bereits die Grundlagen für diejenigen Kernreakortypen gelegt, die derzeit dominierend zur Stromerzeugung eingesetzt werden.

Jahrzehntelang (ca. 1945 bis 1975) waren Politik und Wirtschaft, vor allem aber Naturwissenschaften und Technik der Ansicht, die Gefahrenpotenziale der KKW durch Sicherheitsmaßnahmen eindeutig verkleinern und folgenschwere Unfälle ausschließen zu können. Alle Verantwortlichen vertraten damals die Meinung, dass die Technik in der Lage sein würde, die Sicherheit der KKW ohne Einschränkungen zu gewährleisten. Dieser breit getragene Konsens und die Euphorie des Machbaren haben dazu verleitet, die Konzepte aus dem militärischen Sektor (nur für deren Zwecke entwickelt) mit den Kernreaktoren der Typen Siedewasser und Druckwasser sowie Leichtwasser-moderiert und Grafit-moderiert trotz der eindeutig erkann-

ten Nachteile bzw. Schwächen weiter zu verwenden /Kuh/. Sie wurden mit dem Ziel umgebaut, bei ihrem Einsatz zur Stromversorgung erhebliche Kosteneinsparungen zu erreichen. Es wurde versäumt, unter möglichen Kernreaktor-Prinzipien nach dem garantiert sicheren zu suchen, so dass heute die Experten mehr oder minder offen feststellen, dass seinerzeit technisch und politisch falsch gehandelt wurde.

Die 2. Generation, die bis heute besteht, ist geprägt durch eine wirtschaftliche sowie kostengünstige Energiegewinnung in großem Umfang (2003: ca. 441 Anlagen; ca. 16 % der Welt-Stromversorgung). Dieser breite Einsatz führte sowohl zu Störfällen als auch zu Risiko-Untersuchungen und Sicherheits-Analysen, die Anlass gaben zu Nachrüstungsmaßnahmen. Es erfolgte daher eine stetige Entwicklung, die zu Verbesserungen der Sicherheitstechnik mit dem Ziel führte, jeden Störfall weitestgehend zu beherrschen sowie auf die Anlage selbst zu beschränken. Demzufolge ist es verständlich und sachlich begründet, diese schrittweise optimierten Kernreaktoren der 2. Generation kritisch zu hinterfragen.

Die KKW der 3. Generation werden in erster Linie durch Sicherheitsanforderungen bestimmt. Die konzeptionelle Sicherheit, die auf der Auslegung mit inhärent sicheren und passiven Komponenten beruht, und die betriebliche Sicherheit, die auf umfangreiche Betriebserfahrungen zurückgreift, haben zu gewährleisten, dass in keiner Weise bei Strörfällen eine Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung eintreten kann.

Die Beschreibung der Entwicklung der KKW über drei Generationen soll zu einer Standortbestimmung führen, um die Auslegung der neuen KKW zu begründen. Die KKW-Entwicklung in drei Abschnitten läßt sich charakterisieren durch eine jeweils vorrangig gelöste Aufgabe:

- 1.Generation: KKW, mit denen die Reaktivität beherrscht werden konnte,
- 2.Generation: KKW, deren Wirtschaftlichkeit entwickelt und erreicht wurde,
- 3.Generation: KKW, die inhärent sicher ausgelegt sind.

Aus noch vorhandenen sowie historisch gewachsenen Sicherheitsdefiziten mit entsprechenden Gefahrenpotenzialen lassen sich anhand einer solchen dreigliedrigen Betrachtung die Anforderungen an die Auflagen für die Sicherheit der KKW einer zukünftigen 3. Generation ableiten.

2a. KKW der 1. Generation

Am 2.12.1942 wurde der 1. Kernreaktor, bestehend aus Grafit (ca. 350 t) und Natur-Uran (ca. 40 t UO₂), mit einer Leistung von 200 Watt(th) durch E. Fermi in Chicago in Betrieb ge-

nommen. Diesem CP1 (Chicago-Pile-1) folgten kurz danach CP-2 und CP-3, wobei letzterer mit Schwerem Wasser (D₂O) im Argonne Laboratorium betrieben wurde.

In Hanford (Columbia-River) entstanden bis 1944 weitere 8 Reaktoren mit einer Leistung von insgesamt 600 Mega-Watt(th) zur Waffen-Plutonium-Produktion (im Optimum täglich 1 kg Pu-239 erzeugt). Im Rahmen des Kernwaffen-Manhattan-Projektes arbeiteten zeitweilig 120 000 Menschen. Dieser erhebliche Aufwand an Menschen und Material erlaubte es bereits in den Jahren 1943, 1944, 1945, unter großem Zeitdruck die wesentlichen Grundlagen und Erkenntnisse zu erarbeiten, die zu den heutigen Kernreaktoren geführt haben.

Ab 1946 begann eine US-Navy-Gruppe unter Vizeadmiral H. C. Rickover mit der Entwicklung eines Kernreaktors für den Schiffsantrieb, genannt STR-Mark-1 (sub-marine thermal reactor; prototyp mark 1 – Idaho). Am 30. März 1953 wurde der STR-Mark-1 kritisch (Mark-2 1954) und bewährte sich in der Folgezeit. Die Auslegungskonzeption war angereichertes Uranoxyd als Brennstoff, Wasser zur Kühlung und Moderation. Am 14. 6. 1952 war bereits der Startschuß zum Bau des ersten Kernenergie-getriebenen Unterseebootes gegeben worden (Nautilus – Indienststellung: 17.1.1955).

Bis Anfang der 50er Jahre wurden sowohl Reaktoren für die Waffen-Plutonium-Produktion weiterentwickelt als auch ungefähr 100 Systeme möglicher Reaktoren kombiniert (d.h. Variation in der Anordnung Brennstoff-Moderator-Kühlmittel). Näher sind etwa 50 Reaktorkonzepte ausgewählt worden, nach wie vor unter militärischer Regie und Anwendung, wobei zwei Reaktortypen schnell in den Vordergrund traten:

- der wassergekühlte, wassermodierte Druckwasser-Reaktor (DWR - 150 bar), der sich wegen seiner kompakten Bauweise für Schiffsantriebe durchsetzte,
- der wassergekühlte, wassermodierte Siedewasser-Reaktor (SWR - 70 bar), der wegen seiner Regelbarkeit (Lastfolge) ein Optimum darstellte.

Ab dem 6. Sept. 1954 begann der Bau des ersten DWR durch Westinghouse in Shippingport bei Pittsburg (60 MW(el), Inbetriebnahme 1957); es folgte 1960 der DWR Yankee bei Hanford (175 MW(el)). Im Jahre 1955 erhielt General Electric den ersten Auftrag für den Bau des SWR Dresden-1 bei Morris (200 MW(el)), der 1960 in Betrieb ging.

Aus den Zielsetzungen U-Boot-Antrieb sowie regelbare Energieversorgung sind der Reaktor Shippingport, gewissermaßen der Urvater der Druckwasserreaktoren, sowie der Reaktor Dresden 1, der Urvater der Siedewasserreaktoren, entstanden.

Durch das McMahon-Gesetz (30.8.1953, Teilbeendigung der Geheimhaltung) und die darauf folgende Rede von D. Eisenhower vor der UN (8.12.1953), wurde die Nutzung des militäri-

schen nuklearen Know-how für volkswirtschaftliche Ziele eingeleitet. Die 1. Konferenz zur friedlichen Nutzung der Kernenergie fand im August 1955 in Genf statt und stand unter der Devise "atomic power for peace".

Auf der anderen Seite /Pro/ ging in der UdSSR bei Tscheljabinsk 40 (Majak) 1947 der erste von fünf Waffen-Plutonium-Produktionsreaktoren in Betrieb. Es folgte das erste KKW (AM-1, Grafit-moderiert, D₂O-gekühlt) mit der Inbetriebnahme am 27. 6. 1954 bei Obninsk mit 5 MW(el), das 1971 auf eine elektrische Leistung von 10 MW erweitert wurde. Darauf aufbauend gingen die Wasser-gekühlten und Grafit-moderierten KKW vom Typ Sibir 1 mit 100 MW(el) 1958 und Sibir 2 mit 200 MW(el) 1967 in Belyarsk in Betrieb (1991 stillgelegt).

Sie bildeten die Grundlage für den Bau von derzeit laufenden RBMK (Reaktor großer Leistung vom Kanaltyp), wobei der 1. RBMK 1973 in Sosnovi Bor/St. Petersburg mit 1000 MW(el) und 1983 die größten RBMK mit 1500 MW(el) bei Ignalina/Litauen in Betrieb genommen wurden. Zu dieser Baureihe gehören der (am 26.4.1986 havarierte) Unfallblock Tschernobyl 4, der 1985 anlief und das KKW Kursk, dessen jüngster Block 5 ab 2004 in Betrieb geht. Derzeit (Stand 2003) befinden sich 11 RBMK in Russland und 2 RBMK in Litauen in Betrieb.

Die UdSSR baute ab 1952 in Severodvinsk/Archangelsk (früher Molotowsk) Kernenergie-angetriebene U-Boote. Im Juli 1958 erfolgte die Indienststellung der Leninskij Komsomol als erstes U-Boot von insgesamt ca. 250 Stück, die bis heute gebaut worden sind.

Die Parallelität der Entwicklungen in den USA und der UdSSR ist offenkundig. Sie betraf die militärische Entwicklung der KKW der 1. Generation sowohl für eine Plutoniumproduktion als auch für Schiffsantriebe.

Die Kernreaktoren der 1. Generation sind gekennzeichnet durch die Neutronen-Ökonomie, die Beherrschung der Neutronenverluste und den Erhalt der Kettenreaktion. Die Auslegung der Reaktoren wurde in erster Linie durch die Reaktivität bestimmt.

2b. KKW der 2. Generation

1963 wurden in den USA erstmals im freien Wettbewerb die KKW aus verschiedenen KKW-Typen ausgewählt und aufgrund wirtschaftlicher Überlegungen ohne staatliche Subvention bei General Electric bestellt. Das KKW Oyster-Creek/Jersey markierte die Marktreife des SWR, 650 MW(el) (Inbetriebnahme 1969) und Entsprechendes gilt für einen DWR mit 603 MW(el) von Westinghouse bei Haddam Neck (Connecticut) (1967-1996).

Die Kommerzialisierung der Kerntechnik geschah in Deutschland in folgenden Schritten: Am 9. Mai 1966 ging das 1. KKW sowjetischer Bauart mit 70 MW(el) auf deutschem Boden in Rheinsberg in Betrieb (DWR; 18 t UO₂; 2 % U-235-Anreicherung, Novoworonesh-Typ, 3 loop-Anlage; 100 bar, 265 °C; Abschaltung 1990). Der Name WWER-2 stand für Wassermoderierter Wassergekühlter Energie-Reaktor. Im gleichen Jahr folgte das KKW Gundremmingen A (SWR; 250 MW(el); 3,2% U-235-Anreicherung; Abschaltung 1977). 1968 wurde der DWR des KKW Lingen (160 MW(el)) in Betrieb genommen (Abschaltung 1977). 1969 startete mit dem KKW Obrigheim (340 MW(el)) als DWR ein erfolgreicher Leistungsbetrieb (Abschaltung 2005). 1971 ging das KKW Würgassen (640 MW(el)) als SWR ans Netz (Abschaltung 1995), und im Jahre 1972 folgte das KKW Stade (630 MW(el)) als DWR (Abschaltung 2004). Im Dezember 1973 ging das KKW Greifswald in Betrieb (440 MW(el)) DWR vom Typ WWER). Damit war die wirtschaftliche Nutzung der Kernenergie auch für Deutschland erreicht, zumal 1974 mit Biblis A (DWR 1 200 MW(el)) das damals zeitweise weltweit größte KKW seinen Betrieb aufnahm.

Derzeit (Stand 12. 2002) sind weltweit 441 KKW verschiedenster Typen in Betrieb genommen worden und 32 befinden sich im Bau /atw/. Mit dieser 2. Generation von KKW wurden Wirtschaftlichkeit und Versorgungssicherheit erreicht.

Diese große und stetig anwachsende Zahl hatte Fragen nach Zuverlässigkeit und Sicherheit zur Folge. Dabei ging der Ausbau der friedlichen Kernenergie-Nutzung einen besonderen Weg. Im Gegensatz zur konventionellen Technik, deren Sicherheitsstandard die Endphase eines langen, auf Erfahrungen, d. h. "trial and error" aufbauenden Entwicklungsprozesses darstellt, wurde bei der Kerntechnik gefordert, die Ausschaltung von Sicherheitsrisiken von Anfang an als integrierenden Bestandteil in die Entwicklung selbst mit einzubeziehen. Birkhofer et al. kennzeichneten die besondere Situation der KKW mit folgenden Sätzen /Bir/:

"Im Unterschied zu anderen Risiken des Lebens hat man sich in der Reaktortechnik zum ersten Mal ernsthaft vorgenommen, das für sie charakteristische Risiko, die radioaktive Strahlenbelastung des Menschen, von vornherein auf einen so geringen Wert zu bringen, daß es neben dem allgemeinen Lebensrisiko, etwa durch Krankheit, vernachlässigt werden kann."

Der Rasmussen-Report 1974/75, die erste gründliche Sicherheitsanalyse aus den USA, kam im Ergebnis zu folgenden zentralen Aussagen:

- Risiken von KKW sind kleiner als andere akzeptierte industrielle Risiken,
- aber: sehr unwahrscheinliche Störfälle können zu vergleichsweise schwerwiegenden Unfällen führen.

Trotz dieser Zielsetzungen und Klarstellungen kam es doch zu "trial and error", wobei jedesmal menschliches Versagen die wesentliche Unfallursache darstellte:

- 1975: Brand in Browns-Ferry (bei handwerklichen Reparaturarbeiten Brandauslösung im Kabelschacht – dadurch Brandschutz verbessert; räumliche Trennung von Steuer- und Versorgungsleitungen, Diversität der Notstromversorgung).
- 1979: Störfall in Three Mile Island (durch Bedienungsfehler führte eine mangelnde Kühlung zum partiellen Schmelzen des Reaktorkerns; Schmelze verblieb im Reaktor-Druckbehälter; Containment hielt Radioaktivität zurück – dadurch Vertiefung der Ausbildung am Simulator; umfangreiche Analyse und Korrektur von Schwachstellen).
- 1986: Unfall Tschernobyl (gravierende Verstöße gegen die Steuerung sowie Unkenntnis der Reaktorphysik beim Personal in Verbindung mit auslegungstechnischen Mängeln dieses Reaktortyps (RBMK); weiträumige radioaktive Kontamination, zahlreiche Todesfälle; länderübergreifende Belastungen – daraufhin Konsequenz in Deutschland: Gründung des Bundesamtes für Strahlenschutz und Erlass des Strahlenschutz-Vorsorge-Gesetzes u. a.; aufgrund dieses Unfalles war ein Teil der deutschen Öffentlichkeit nicht mehr bereit, das Risiko jedweder KKW zu tragen).

Jeder dieser Störfälle führte zu Nachrüstungsmaßnahmen, so dass die Sicherheitstechnik stetig vervollkommen wurde. Als der "status quo" der Sicherheitsauslegung für Leichtwasserreaktoren (DWR und SWR), der Typen, die am meisten verbreitet sind, mit Leistungen zwischen 900 - 1 300 MW(el) gilt heute:

- die Gewährleistung einer Zwangsumwälzung des Kühlmittels Wasser wird erreicht durch eine Reihe von Komponenten, die diversitär und mehrfach ausgelegt sowie aufwendig abgesichert sind,
- die Nachzerfallswärme-Abfuhr erfordert Sicherheits- und Notfallschutzsysteme, die in betriebsfähiger Reserve stehen,
- ein Sicherheitseinschluß, das Containment soweit vorhanden, dient der einwandfreien Rückhaltung bzw. dem Einschluss von Radioaktivität in Störfällen,
- die Auslegungen gegen Einwirkungen von außen und innen bei unterschiedlichem Aufwand schützen vor besonderen Ereignissen, wie Erdbeben, Flugzeugabsturz, Sabotage u. a.

Nicht ausgelegt sind die KKW gegen das Kernschmelzen im Zusammenhang mit der Entstehung sowie der Beseitigung und Verbrennung von Wasserstoff. Aus solchen Defiziten ergeben sich die Sicherheits-Anforderungen an die neue 3. Generation der KKW.

Störfälle führten zu Nachrüstmaßnahmen und damit zu einer stetig verbesserten Sicherheitstechnik. Diese Vorgehensweise läßt sich als ein evolutionärer Weg für KKW der 2. Generation beschreiben. Im Gegensatz dazu besteht der revolutionäre Weg der KKW einer 3. Generation darin, dass bisher so nicht bestehende neue Sicherheits-Auflagen zu Veränderungen des Auslegungskonzeptes führen, so dass sich konsequenter Weise ein anderes Grundkonzept – basic design – ergeben muß.

Die evolutionäre Entwicklung der KKW der 2. Generation besagt: Die Sicherheit der in Betrieb befindlichen LWR bei Eintritt eines Störfalles ist davon abhängig, dass Sicherheitseinrichtungen wie Notkühlungen über Pumpen mit den Notstromanlagen richtig angeregt, gesteuert und betrieben werden. Aktive Eingriffe sind notwendig, bei denen es Probleme geben kann und gegeben hat. Die Verbesserung der Sicherheit erfolgte schrittweise durch Erfahrungen und Optimierungen.

Im Gegensatz dazu besagt die revolutionäre Entwicklung zu den KKW der 3. Generation, dass für eine Schadensprävention und zur Beherrschung der Nachzerfallswärmeabfuhr weitgehend passive und inhärent sichere Systeme zur Anwendung kommen. Die verbleibenden aktiven Elemente sollen auch im Hinblick auf Redundanz und Diversität optimiert, die entsprechende Systemtechnik im Vergleich zu heutigen Reaktoren erheblich vereinfacht werden.

Für den evolutionären Weg sind als Beispiele zu nennen EPR, ABWR und CANDU, die geplant, teilweise gebaut und betrieben werden:

EPR: European Pressurized Reactor; 1550 MW(el)

4 loop-Anlage, 2 Dampferzeuger, 155 bar, 295-326 °C Kühlmittel-Temperatur, bis zu 4,8% U235-Anreicherung. Corecatcher zur Beherrschung des Kernschmelzens, Doppelcontainment, 4 redundante Teilsysteme zur Not- und Nachkühlung vorgesehen und durch räumliche Trennung vor Übergreifen anlageninterner Ereignisse wie Brand geschützt. Auslegung auf 60 Jahre Lebensdauer. 1989 Gründung der Nuclear-Power-International (NPI) durch Siemens und Framatom, 1992 Entwicklungsbeginn, 1995 Konzeptfestlegung aus den Bausteinen des französischen N4-Typs und des deutschen Konvoi-Typs. Seit 1998 liegt das basic design vor, Angebotsreife erreicht /Bre/.

ABWR: Advanced Boiling Water Reactor; 1000 MW(el)

10 loop-Anlage, 73 bar, 216-287 °C Kühlmittel-Temperatur, 3,5% U235-Anreicherung. Kennzeichen des fortschrittlichen SWR sind: Vereinfachung des Aufbaus, schnellere Wartung, verbesserte Sicherheit mit Naturumlauf, besitzt die Design-Genehmigung der USA-Aufsichtsbehörde (NRC), Auslegung auf 60 Jahre Lebensdauer. SWR Entwicklung von General Electric mit japanischen Partnern: Toshiba, Hitachi; 1. ABWR am Netz seit 1. 1996 in Kashiwazaki-Kariwa 6 mit 1356 MW(el); baugleich Block 7 seit 11. 1996; zwei ABWR werden in Taiwan gebaut (Lungmen 2006 und 2007) /Wor/.

CANDU: Canadian Deuterium Uranium; 900 MW MW(el)

2 loop-Anlage, Natur-Uran, D₂O-moderierter, gekühlter Druckröhren-Reaktor, 90 bar, 249-293 °C Kühlmittel-Temperatur. Weltweit 36 in Betrieb, 8 im Bau. Es wurden die evolutionären Baureihen CANDU-9 und Advanced Candu Reactor (ACR-bis 2% Anreicherung) entwickelt: 60 Jahre Lebensdauer, Verwendung modularer, vereinfachter Elemente und Systeme, 2 unabhängige Abschaltssysteme (Stäbe und Gadolinien-Einspeisung in den D₂O-Moderator-Tank) plus Hochdruck- und Niederdruckeinspeise-Systeme die durch Fluttkessel und Rezirkulationswasser der Wärmetauscher versorgt werden, Volldruckcontainment /Wor/.

Auf Grund der langjährigen Betriebserfahrungen und aus wirtschaftlichen Gründen wurden die KKW zeitweise in Deutschland standardisiert (Konvoi), um vor allem die Genehmigungszeiten zu verkürzen und damit Kosten zu sparen. Andererseits wurde die wirtschaftliche Konkurrenzfähigkeit der KKW laufend durch Nachrüstungen (z.B. corecatcher) der neu zu bauenden KKW der 2. Generation verringert, ohne dass sich deren konzeptionelle Defizite beseitigen ließen.

Die erreichte Sicherheit der 2. KKW-Generation beruht darauf, dass die Versagenswahrscheinlichkeiten der Einzelelemente immer besser verstanden und zertifiziert wurden. So konnte die sich durch das Zusammenspiel aller aktiven und passiven Sicherheitssysteme ergebende Wahrscheinlichkeit eines technischen Unfalles immer weiter vermindert werden. Hinzu kam die Möglichkeit menschlichen Fehlverhaltens. Durch organisatorische Maßnahmen und verbesserte Ausbildung des Bedienungspersonals wurde auch dieser Faktor kontinuierlich weiter reduziert.

Zur Akzeptanz-Entwicklung von 40 Jahren (1955 - 1995) KKW-Technik ist festzuhalten, dass neue Technologien neue Chancen für Mensch und Gesellschaft schaffen, aber sie erzeugen neue Probleme. Die beiden Seiten der Folgen der Technik sind zeitlich und kausal miteinander verflochten; das eine ist nicht ohne das andere zu bekommen. So war die "Atomeuphorie" ein Aufbrechen von Hoffnungen auf ein neues technisches Zeitalter, in dem Kernreaktoren an die Spitze der Maschinenhierarchie treten sollten. Diese Hoffnungen entstanden in den 50er Jahren in fast allen Industrieländern und erreichten im Spätsommer 1955 aufgrund der ersten Genfer Konferenz über die friedliche Verwendung der Atomkernenergie einen Höhepunkt und zwar besonders in der Bundesrepublik Deutschland. In den 60er Jahren erkaltete die Atomeuphorie allmählich, um in den 70er Jahren als Anti-Atomeuphorie wiederzukehren /Rus/.

2c. KKW der 3. Generation

Als zukünftige neue KKW, die inhärent sicher sind, kostengünstig arbeiten und sich ökologisch optimieren lassen, werden die KKW der 3. Generation konzipiert. Ihre inhärente Si-

cherheit ist eine Garantie gegen das Versagen technischer Einrichtungen und ebenso gegen die Folgen menschlichen Fehlverhaltens, die zu einem Kernschmelzunfall führen könnten.

Das Ziel der inhärent sicheren KKW ist durchaus erreichbar, aber nicht mit den alten Bauplänen, die ursprünglich einmal Fortentwicklungen der 1. Generation aus den 50er Jahren gewesen sind. Vielmehr ist ein Umdenken erforderlich, indem beim Entwurf eines neuen KKW die inhärente Sicherheit an den Anfang der Überlegungen gestellt werden muß. Es werden von Anfang an keine aktiv zu steuernden Sicherheitssysteme vorgesehen, die unbedingt funktionieren müssen, um die relevanten Unfall zu vermeiden. Vielmehr werden passive Systeme eingesetzt, die im Störfall durch naturgesetzliche Wirkungen ablaufen und dadurch den grossen Unfall ausschließen können.

Seit etlichen Jahren sind in den Industrieländern fortgeschrittene Reaktorkonzepte in der Entwicklung, die den Anspruch erfüllen, inhärent sicher zu sein. Bei Eintritt eines Störfalles ist weder menschliches Eingreifen zwingend notwendig noch müssen zusätzliche aktive Sicherheitssysteme wie Pumpen und Steuerstäbe angeregt werden. Genutzt werden nur physikalische Gesetze zur Beherrschung der Exkursion. Wirksam werden der "Kühlmittel-Temperatur-effekt" und der "Doppler-Effekt" ausgenutzt. Bei diesen Reaktorkonzepten wird ein Kernschmelzunfall nicht "beherrscht" durch aktive Maßnahmen, sondern "vermieden" durch ausschließlich passiv funktionierende Systeme. Bei dieser revolutionären Entwicklung werden neue Wege beschritten, deren wesentliche Leitlinien sind:

- Nutzung inhärenter Sicherheitseigenschaften,
- Nutzung passiver Sicherheitseinrichtungen,
- Beschränkung auf kleinere Leistungseinheiten und Leistungsdichten.

Wichtige sicherheitstechnische Funktionen wie Schnellabschaltung, Druckbegrenzung und Druckentlastung des Reaktordruckbehälters sowie des Sicherheitsbehälterabschluss sollen von passiven Einrichtungen übernommen werden, deren Funktion von der Versorgung mit elektrischer Energie, von leittechnischen Maßnahmen oder von menschlichen Eingriffen unabhängig ist /The/.

Allerdings betreffen die Innovationen auch betriebsrelevante Bereiche, so dass negative Rückwirkungen auf die Anlagenverfügbarkeit nicht ohne weiteres auszuschließen sind. Hier ist auch zu fragen, ob ein Prototypreaktor erforderlich ist, z. B. um die Zuverlässigkeit der passiven Einrichtungen für den Anlagenbetrieb und die Verfügbarkeit zu ermitteln. Zum einen wird die fehlerverzeihende Auslegung durch physikalisch innewohnende Sicherheitseigenschaften gezielt genutzt und zum anderen wird durch redundante Mehrfachauslegung wichtiger Systeme der Sicherheitstechnik durch Schutzvorkehrungen sowie über ein Mehrstufenkonzept und diversitäres Vorgehen die Sicherheit erreicht. Für den revolutionären Weg sind aus einer großen Anzahl als Beispiele SIR, PIUS, HTR zu nennen :

SIR: Safe Integrad Reactor; 400 MW(el)

DWR; 153 bar; 12 loop-Anlage mit 6 Umwälzpumpen u. Druckhalter im Reaktordruckbehälter integriert. Gemeinschaftsentwicklung: Rolls Royce u. ASS, AEA technology (GB); ABB-Combustion-Engineering, Webster u. Stone (USA). Nachzerfallswärme wird durch Naturkonvektion in 4 Dampferzeuger abtransportiert; der sekundärseitig erzeugte Dampf geht zum Kondensator, der sich in einem hochliegenden Flutbecken befindet, dort kondensiert der Dampf und fließt als Kondensat durch Schwerkrafteinwirkung in den Reaktordruckbehälter zurück /Gib/.

PIUS: Process Inherent Ultimate Safety; 640 MW(el)

DWR; 90 bar; 260-290 °C Kühlmittel-Temperatur, 3,5 % U-235 Anreicherung. 213 Brennelemente; 3 300 m³ Wassertank; 44 m hoch; 12 m Durchmesser; 7-10 m Wanddicke; ca. 63 000 t Betonmasse; 4 Dampferzeuger; 4 Kühlwasserpumpen. Hersteller: ABB-ATOM-Schweden in Kooperation mit United Engineers and Constructors (USA); Reaktorkern befindet sich in einem offenen Steigrohr in einem großen, mit boriiertem Wasser gefüllten Spannbetondruckbehälter; dieser Tank wirkt gleichzeitig als Abschaltssystem (density-lock-system) u. Wärmesenke für die Nachwärme. Nachzerfallswärme wird im Naturumlauf vom großen Kühlmittelvolumen des Tanks aufgenommen, von dort über die Wasserkühler mit Naturzug an die Atmosphäre abgegeben /Han/.

HTR: Hochtempreaturreaktor; 300 MW(th)

ISR-300 (inhärent sicherer Reaktor), modular, kugelförmiger coated-particle Brennstoff, Kühlmittel Helium 250-750 °C, 39 bar. Nach vollständigem Kühlmittelverlust u. Ausfall aller aktiven Nachwärmeabfuhrreinrichtungen erfolgt die selbsttätige Nachwärmeabfuhr aus dem Core durch Wärmeleitung, Wärmestrahlung und freie Konvektion sowie durch die Coreinbauten hindurch und schließlich von der Oberfläche des Reaktordruckbehälters an die Umgebung. Das Ringcore weist einen stark negativen Temperaturkoeffizienten auf; so werden nukleare Transienten, die durch Fehlfahren von Abschalt-elementen oder Verlust dieser Einrichtungen ausgelöst werden, sehr wirksam rückgekoppelt. Selbstwirkende Begrenzung von nuklearer Leistung und Brennstofftemperatur wird durch coated-particle-Brennstoff (sehr kleiner Kerndurchmesser, Einbettung der Kerne in graphitische Brennelemente und selbsttätiger Wärmetransport im Core) erreicht; F+E-Projekte laufen als: HTGR – China, HTTR – Japan, PBMR/ESKOM – Südafrika, GT/MHR – USA/Russland /Kug/.

Als Resümee zur Entwicklung der drei KKW-Generationen ergibt sich

1. Beherrschung der Neutronenverluste,
2. Wirtschaftlichkeit mit evolutionärer Ertüchtigung,
3. inhärent sichere Auslegung.

Dagegen spricht die US-amerikanische Kategorisierung (Abb.1) von "generation four", wobei die kommerziellen Leistungsreaktoren (II), fortgeschrittene Reaktoren (III) und Reaktoren (III+) mit einer Sicherheitstechnik, die sich evolutionär stetig weiterentwickelt, in der hier als 2. Generation bezeichneten Beschreibung zusammengefasst sind. Die 3. Generation bezieht sich in der vorliegenden Darstellung eindeutig auf den inhärent sicheren Reaktor (generation four = enhanced safety). Mit dem Titel und Programm "Generation IV International Forum" des USA-Department of Energy (DoE) verbindet sich ein gemeinsames Vorgehen von 10

Staaten (Argentinien, Brasilien, Frankreich, Großbritannien, Japan, Kanada, Südafrika, Südkorea, Schweiz, USA), um ihre Anstrengungen für die Entwicklung neuer KKW zu bündeln /Abr/.

Early Prototype Reactors	Commercial Power Reactors	Advanced LWR	Generation III	Generation IV				
<ul style="list-style-type: none"> • CP1/STR-Mark-1 • Shippingport • Yankee • Dresden • Magnox 	<ul style="list-style-type: none"> • LWR-PWR • LWR-BWR • WWER • RBMK • Candu 	<ul style="list-style-type: none"> • ABWR • System 80+ • AP600 • EPR 	<ul style="list-style-type: none"> • Evolutionary • Designs offering • Improved • Economics 	<ul style="list-style-type: none"> • Highly Economical • Enhanced Safety • Minimizes Wastes • Proliferation Resistant 				
Generation I	Generation II	Generation III	Generation III+	Generation IV				
1950	1960	1970	1980	1990	2000	2010	2020	2030

Abb. 1 : Developing Generation IV – source : DoE

3. Sicherheitsanforderungen

Die KKW der 3. Generation benötigen für Auslegung, Errichtung und Betrieb ihre entsprechenden Sicherheitskriterien und -prinzipien. Sie müssen den Stand von Wissenschaft und Technik berücksichtigen sowie erfolgreiche Betriebserfahrungen nutzen.

Umfassende verbindliche Sicherheitskriterien gibt es im Detail für die neuen Reaktoren derzeit weltweit im ausreichenden Maße nicht. Im Rahmen der EU werden einheitliche Sicherheitsstandards durch Harmonisierung angestrebt. Als grundsätzlicher Rahmen gilt jedoch, dass (AtG; §7 ,2) "einschneidende Maßnahmen zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen außerhalb des abgeschlossenen Geländes der Anlage nicht erforderlich sein dürfen" /Kug/, indem keine Vorkehrungen für Evakuierungen und keine Umsiedlungen notwendig werden. Die Forderungen lauten praktisch, daß die zukünftige Kernenergienutzung (auch Entsorgung) ohne gravierende radiologische Auswirkungen außerhalb der Anlage erfolgen muß (katastrophenfrei). Ein einfacher erster Schritt zur Erhöhung der KKW-Sicherheit in Richtung von Unfallbeherrschung und Eingrenzung der Havarieauswirkungen ist die Reduzierung des radioaktiven Inventares im Reaktor durch kleinere Baueinheiten, was

in der Tat zu weltweiten Entwicklungen von Konzepten (small and simpler reactors) /Nuc/ führte.

Sicherheit wird erst dann begriffen, wenn die Gefahr beschrieben und ursächlich analysiert ist, vor der Sicherheit bestehen soll. Es kann demzufolge auch keine absolute, ewig unverrückbare Definition des Sicherheitsbegriffes geben. Sicherheit wird und muß immer wieder überprüft und fortgeschrieben werden, ohne dass damit der vorangegangene Zustand als unsicher zu gelten hätte. In diesem Entwicklungsrahmen ergibt sich deshalb der Übergang von den KKW der 2. Generation zu den KKW der 3. Generation. Für den Bau der KKW der 3. Generation sind Auslegungssicherheit, Betriebssicherheit und Akzeptanzsicherheit gleichgewichtig zu beachten.

Die Vorgaben zur Auslegungssicherheit lauten:

- keine Freisetzung von Radioaktivität – eindeutiger Ausschluß von Unfällen aufgrund inhärenter Sicherheit
- Beherrschung aller Störfälle durch Redundanz und Diversität, Begrenzung der Störfälle auf die Anlage
- nach Ausfall der betrieblichen Systeme Nachzerfallwärme-Abfuhr auf natürliche Weise durch naturgesetzliche Wirkungen.

Die Betriebssicherheit bezieht sich auf:

- Nutzung der Betriebserfahrung hinsichtlich Qualitätssicherung
- Auslegungsdauer mit angestrebten 60 Jahren
- Verwendung der Ergebnisse der Sicherheitsanalysen (human factors)
- Bedienungsfreundlichkeit , Automatisierung
- kurze Bauzeit, gesicherter zügiger Projektablauf, Planungssicherheit
- Wirtschaftlichkeit und hohe Verfügbarkeit sowie Lastfolgefähigkeit
- Proliferationsresistenz.

Die Akzeptanzsicherheit betrifft:

- Einwandfreie Entsorgung radioaktiver Abfälle sowie geordnete Stilllegung und Rückbau
- einfaches, übersichtliches, Bürger-beteiligtes Genehmigungsverfahren und Notwendigkeit des Energiefriedens
- Abklärung des Gefährdungspotentials der ionisierenden Strahlen und der Krebsrisiken; Ergebnismutzung aus der Strahlenforschung
- Ganzheitliche Güterabwägung der Vor- und Nachteile einer Kernenergienutzung unter Beachtung ökologischer Ziele.

In Deutschland erhöhte die Nachrüstung der Kernreaktoren der 2. Generation nicht ihre Akzeptanz. Dabei spielten auch Bedenken hinsichtlich der Gefährdung durch Strahlenwirkung

eine Rolle, die im Umgang mit dem radioaktiven Material auftritt. Die Kerntechnik ist in der demokratischen Öffentlichkeit nur dann akzeptabel, wenn eine sichere, zufriedenstellende Abklärung möglicher Gefahren der Strahlenwirkung vorhanden ist. Deshalb sollte die Installation von Kernreaktoren der 3. Generation sowohl die Verwirklichung der inhärenten Sicherheit als auch die Abklärung der Strahlenwirkung durch Molekular-Biologie, Strahlen-Biophysik und Medizin, d. h. die sichere Beurteilung von Gesundheitsschäden, zur Vorbedingung haben. Es sollten außerdem alle Mutmaßungen zu Langzeitriskisiken ausgeschlossen werden können, um die erforderliche gesellschaftliche Zustimmung zu bekommen. Entsprechend erhalten der Strahlenschutz und die Strahlenforschung eine Schlüsselrolle /Gel/. Erst wenn alle Vorgänge um die Wirkung der ionisierenden Strahlung, die im Umgang und der möglichen Freisetzung der radioaktiven Spaltprodukte entsteht, eindeutig bewertet und erklärt sind, kann die notwendige Akzeptanz erreicht werden.

4. Fazit

Die hier vorgelegte Unterscheidung von 3 Phasen der Entstehung der Kerntechnik soll einer Klärung in der Beurteilung der zukünftigen Entwicklung dienen. Indem der revolutionäre Sprung zu einer Technik mit konzeptioneller Sicherheit einer evolutionären Verbesserung der vorhandenen Kerntechnik gegenüber gestellt wird, werden Chancen sichtbar, die schließlich auch in der öffentlichen Akzeptanz einer Technik liegen, auf die die Welt angesichts ihres Energiebedarfs und ihres Klimaproblems nicht verzichten wird.

Diejenigen Staaten, die sich in Richtung Ausbau der Kernenergie orientieren, werden von Anfang an die Sicherheitsauflagen eindeutig bestimmen und als verbindlich für alle Parteien festlegen müssen – und das werden höhere Sicherheitsauflagen als die heutigen sein. Bei den energiepolitischen Entscheidungen für Bau und Betrieb der KKW am Anfang ihrer Entwicklung (1945 - 1955) sind die Sicherheitsauflagen nachgereicht worden. Das wird sich so nicht wiederholen.

Sollte sich Deutschland zur Erfüllung seiner energiepolitischen Aufgaben eines Tages entschließen, nach Moratorium und Beschluss zum Ausstieg aus dem Kernkraftwerksbetrieb eine Politik des Wiedereinstiegs zu verfolgen, so werden auch hier die erhöhten Sicherheitsanforderungen ganz am Anfang stehen. Der evolutionäre Weg und der revolutionäre Weg werden dann auch in Deutschland miteinander konkurrieren um Wirtschaftlichkeit und öffentliche Akzeptanz.

5. Literatur

- /Abr/ **Abraham, S.**; Generation IV, International Forum 2002 – Remarks; atw 47 (2002) H. 11, S. 678
- /atw/ **atw-Redaktion**; Kernenergie: Weltreport 2002 – Auswertung; atw 48 (2003) H. 5, S. 339
- /Bir/ **Birkhofer, A. et al.**; Reaktor-Sicherheit in der Bundesrepublik Deutschland; atw Sept./Okt. (1970), S 441
- /Bre/ **Brettschuh, W. et al.**; Moderne Leichtwasserreaktoren: EPR, SWR 1000 – Derzeitiger Stand, Entwicklungs- und Einsatzmöglichkeiten; atw 46 Jg.; Aug./Sep. (2001) H. 8, S. 536
- /Gel/ **Gelfort, E.**; Strahlenforschung in Deutschland; Was können, was müssen wir tun?; Strahlenschutz Praxis; H 2 (2003) , S. 26
- /Gib/ **Gibson, I. H. et al.**; Acceptance and Licensing of Advanced Reactor Innovations; Proc. Int. Conference on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants; Tokyo; Oct. (1992); Vol 1; S.4.3-1
- /Han/ **Hannerz, K. et al.**; The Pius Pressurized Water Reactor Aspects of Plant Operation and Availability; Nuclear Technology, Vol 91; July (1990); S. 81
- /Kuh/ **Kuhlmann, A.**; Ein neuer Anlauf mit sicheren Reaktoren; Artikel im Handelsblatt vom 3.12.1991
- /Kug/ **K. Kugeler, P.-W. Phlippen, M. Kugeler, H. Hohn**; Overview of high temperature reactor engineering and research, Basic Studies in the field of high temperature engineering, AEN/NEA/OECD, Paris, Oct. (2001)
- /Nuc/ **Nuclear Engineering International**; Small reactors return; Oct. (2002), S. 24
- /Pro/ **Prozenko, A. N.; W.W. Stekolnikow, W. G. Fjodorow, W. A. Wosnesenskij, W. A. Iwanow**; Die Entwicklung von wassermoderierten-wassergekühlten Reaktoranlagen (WWER) in der UdSSR, atw (1990) H.3, S. 129
- /Red/ **Redaktion der atw**; EUROSAFE 2002: Annäherung Kerntechnischer Sicherheitspraktiken; atw 48 (2003) H. 3; S. 177

/Rus/ **Rusinek, B. A.**; Kernenergie – schöner Götterfunke – die umgekehrte Demontage; zu Kontextgeschichte der Atomeuphorie, Zeitschrift Kultur und Technik 4; S. 15 (1993)

/Sei/ **Seidel, E. R., G. Straub**; Indikatoren für die Bewertung des Sicherheitsniveaus von Kernkraftwerken; atw 47 (2002); H. 12; S. 754

/The/ **Theenhaus, R., E. F. Hicken**; Passive Sicherheitssysteme – Eine Möglichkeit zur Erhöhung der Reaktorsicherheit; atw 42 (1997); H. 11, S. 688

/Wor/**World Nuclear Association-London**; Advanced Reactors; atw 48 (2003); H. 4; S. 255