

Drei Generationen von Kernkraftwerken

Abstract

Die Entwicklung der Kernkraftwerke läßt sich in drei Generationen gliedern ; in KKW der 1. Generation, mit denen die Reaktivität beherrscht wurde, in KKW der 2. Generation, die die Wirtschaftlichkeit erreichten und in zukünftige KKW der 3. Generation, die inhärent sicher ausgelegt sind. Anhand dieser Betrachtungsweise wird mit den Erfahrungen der Vergangenheit sowie erkannten Fehlern begründet, warum für die 3. KKW-Generation von Beginn an 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 Endlichkeit der fossilen Ressourcen mit ihren möglichen Klimaauswirkungen 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 Jahre, läßt sich in drei Abschnitten oder Generationen gliedern, von denen sich jede mit charakteristischen Merkmalen verknüpfen läßt.

Die 1. Generation war gekennzeichnet durch den Bau und Betrieb von KKW für militärische Zielsetzungen, bis sich mit der Genfer Konferenz im August 1955 durch die Vorgabe: "atomic power for peace" der Weg zur friedlichen Nutzung der Kernenergie öffnete. In diesem ersten Abschnitt 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 zu verkleinern und folgenschwere Unfälle ausschließen zu können. Alle Verantwortlichen vertraten damals der Meinung, dass die Technik in der Lage sein wird, die Sicherheit der KKW ohne Einschränkungen bereitzustellen. 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 erkannten Nachteile bzw. Schwächen weiter zu verwenden.

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" /Kuh/.

Die 2. Generation, die bis heute besteht, ist geprägt durch eine wirtschaftliche sowie kostengünstige Stromgewinnung im großen Umfang (2003 : ca. 440 Anlagen ; ca. 16 % Weltversorgung). 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 und ihn 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 eindeutig und 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 Anforderung wie nachfolgend belegt wird :

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

Aus noch vorhandenen sowie historisch gewachsenen Sicherheitsdefiziten mit entsprechenden Gefahrenpotenzialen lassen sich anhand solch einer dreigliederigen Betrachtung die Anforderungen an die Auflagen für die Sicherheit der zukünftigen KKW einer 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 genommen. Diesem CP1 (Chicago-Pile-1) folgten kurzzeitig CP-2 und CP-3, wobei letzterer mit Schweren Wasser (D₂O) im Argonne Laboratorium betrieben worden ist.

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, unter großem Zeitdruck in den Jahren 1943, 1944, 1945 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 (submarine thermal reactor; prototyp mark 1 - Idaho). Am 30. März 1953 ist der STR-

Mark-1 (Mark-2: 1954) kritisch geworden und bewährte sich in der Folgezeit. Er belegte die Auslegungskonzeption: angereichertes Uranoxyd, 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 Reaktorkonzepte 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 der DWR - Yankee bei Hanford (175 MW(el): 1960). Im Jahre 1955 erhielt General Electric den ersten Auftrag für den Bau des SWR-Dresden-1 bei Morris (200 MW(el) : 1960).

Aus den Zielsetzungen U-Boot-Antrieb sowie regelbare Energieversorgung sind der Reaktor Shippingport, gewissermaßen der Urvater der KKW mit Druckwasserreaktoren sowie der Reaktor Dresden 1 der Urvater des 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 mit der Devise "atomic power for peace" die 1. Konferenz zur friedlichen Nutzung der Kern-

energie im August 1955 in Genf ausgelöst und die Nutzung des militärischen nuklearen Know-how für volkswirtschaftliche Ziele eingeleitet.

Auf der anderen Seite /Pro/ geht in der UdSSR bei Tscheljabinsk 40 (Majak) 1947 der erste von fünf Waffen-Plutonium-Produktionsreaktoren in Betrieb. Es folgte das erste zur Stromversorgung gebaute 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 Wassergekühlten 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 1. U-Boot. von ca. 250, die bis heute insgesamt gebaut worden sind.

Die Parallelität der Entwicklungen mit den Zielsetzungen in USA und UdSSR ist offenkundig. Sie betraf die militärische Entwicklung sowohl der KKW der 1. Generation für eine Plutoniumproduktion als auch 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 die KKW im freien Wettbewerb, aus verschiedenen KKW-Typen ausgewählt und aufgrund wirtschaftlicher Überlegungen ohne staatliche Subvention bei General Electric bestellt. Dieses KKW Oyster-Creek/Jersey markierte die Marktreife des SWR, 650 MW(e) (1969 Inbetriebnahme) und entsprechendes gilt für einen DWR mit 603 MW(e) (1967-1996) von Westinghouse bei Haddam-Neck, Yankee/Connecticut.

Die Kommerzialisierung der Kerntechnik erfolgte in Deutschland mit den Schritten: Am 9. Mai 1966 geht das 1. KKW mit 70 MW(e) sowjetischer Bauart auf deutschem Boden in Rheinsberg in Betrieb (DWR; 18 t UO₂; 2 % U-235-Anreicherung, WWER-2 Novoworonesh-Typ, (Wassermoderierter, Wassergekühlter, Energie Reaktor), 3 loop-Anlage; 100 bar, 265 C; Abschaltung 1990).

Im gleichen Jahr folgte KKW Gundremmingen A mit 250 MW(e) (SWR; 3,2% U-235-Anreicherung; Abschaltung 1977). 1968 wurde der DWR des KKW Lingen in Betrieb (160 MW(e); Abschaltung 1977) genommen. 1969 startete mit dem KKW Obrigheim (340 MW(e)) als DWR ein erfolgreicher Leistungsbetrieb (Abschaltung 2005). 1971 ging das KKW Würgassen (640 MW(e), Abschaltung 1995) als SWR ans Netz und im Jahre 1972 folgte KKW Stade (630 MW(e), Abschaltung 2004) als DWR. Im Dezember 1973 ging KKW Greifswald 440 MW(e) DWR-Typ: WWER in Betrieb. Damit war die wirtschaftliche Nutzung der Kernenergie auch für Deutschland erreicht, zumal 1974 mit Biblis A (DWR 1200 MW(e)) 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, ist bei der Kerntechnik gefordert worden, die Ausschaltung von Sicherheitsrisiken von Anfang an als integrierenden Bestandteil in die Entwicklung selbst mit einzubeziehen. Birkhofer et al. Kennzeichnete 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."

Dem trug 1974/75 der Rasmussen-Report aus den USA Rechnung mit den zentralen Aussagen:

- Risiken von KKW sind kleiner als Risiken akzeptierter industrieller Anlagen, Produkte, Vorgehensweisen,
- sehr unwahrscheinliche Störfälle können zu vergleichsweise schwerwiegenden Unfällen führen,
- Analysen zur Fehlerfortpflanzung erreichen eine Beseitigung von Fehlerketten und Serien-Ausfällen im Hinblick auf die Komponenten-Auslegung.

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 verbleibt in Reaktor-Druckbehälter; Containment hält 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 im Verbindung mit auslegungs-

technischen 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 von 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), des Typs der am meisten verbreitet ist, mit Leistungen zwischen 900 - 1 300 MW(el) gilt heute:

- die Gewährleistung einer Zwangsumwälzung des Kühlmittels Wasser bedingt 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 mit der Entstehung sowie der Beseitigung bzw. 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 Notkühlung 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 Nachzerfallswärme-Abfuhr weitgehend passive und inhärente Systeme zur Anwendung kommen. Die verbleibenden aktiven Elemente werden durch 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, CANDU, die geplant, teilweise gebaut und betrieben werden :

EPR european pressurized reactor ; 1550 MW(eI)

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-u. Nachkühlung vorgesehen; sie sind 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-Typ und deutschem Konvoi-Typ ; seit 1998 liegt das basic design vor, Angebotsreife erreicht /Bre/

ABWR advanced boiling water reactor; 1000 MW(eI)

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(eI); baugleich Block 7 seit 11. 1996 ; zwei ABWR werden in Taiwan gebaut (Lungmen 2006 und 2007) /Wor

CANDU canadian deuterium uranium ; 900 MW MW(eI)

2 loop-Anlage, Natur-Uran, D2O-moderierter, gekühlter Druckröhren-Reaktor, 90 bar, 249-293 C Kühlmittel-Temperratur; weltweit 36 in Betrieb, 8 im Bau ; es wurden evolutionär die fortschrittlichen Baureihen: CANDU-9 und den Advanced Candu Reaktor (ACR-bis 2% Anreicherung) entwickelt : 60 Jahre Lebensdauer, Verwendung modularer, vereinfachter Elemente und Systeme, 2 unabhängigen Abschaltssystemen (Stäbe und Gadolinien-Einspeisung in den D20-Moderator-Tank) plus Hochdruck- und Niederdruckeinspeise-Systeme, die durch Flutank 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 wird 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 lassen.

Die erreichte Sicherheit der 2. KKW-Generation beruht darauf, dass die Versagenswahrscheinlichkeiten der Einzelemente sowie Kopmponenten immer besser verstanden und zertifiziert werden. So konnte sich die durch das Zusammenspiel aller aktiven und passiven Sicherheitssysteme ergebende Wahrscheinlichkeit eines technischen Unfalles immer weiter vermindert werden. Jedoch setzt sich die Gesamtwahrscheinlichkeit für den Eintritt eines KKW-Unfalles aus einer Wahrscheinlichkeit des Eintritts menschlichen Fehlverhaltens (Harrisburg oder Tschernobyl) und der Wahrscheinlichkeit des technischen Versagens zusammen. Daraus leitet sich ab bzw. definiert sich : inhärente Sicherheit ist eine Garantie gegen die Versagenswahrscheinlichkeit der technischen Komponenten und gegen die Eintrittswahrscheinlichkeit menschlichen Fehlverhalten, indem die Wahrscheinlichkeit von Unfällen mit einer radiologischen Auswirkung ausserhalb der Anlage zu Null wird.

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. Diese Doppelseitigkeit 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 Spitzen 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-Atom-Bewegung wiederzukehren /Rus/. Sie hat die Entwicklung, den Bau und den Betrieb der KKW beeinflußt.

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. Das Ziel der inhärenten Sicherheit für KKW ist eindeutig 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 vornherein keine aktiv zu steuernden Sicherheitskomponenten vorgesehen, die unbedingt funktionieren müssten, um ein Versagen zu vermeiden und um den Störfall zu beherrschen. Vielmehr werden passive Komponenten verwendet, die das Versagen oder den Störfall durch naturwissenschaftliche gesetzmäßige Wirkungen beherrschen und dadurch einen Unfall ausschliessen.

Seit etlichen Jahren sind in den Industrie-Ländern fortgeschrittene Reaktorkonzepte in der Entwicklung, die den Anspruch erfüllen können, inhärent sicher zu sein. Bei Eintritt eines Störfalles ist weder menschliches Eingreifen zwingend notwendig noch müssen zusätzliche aktive Sicherheitskomponenten, wie Pumpen und Steuerstäbe angeregt werden. Genutzt werden nur physikalische Gesetze zur Beherrschung der

Exkursion. Wirksam werden daher der "Kühlmittel-Temperatureffekt" und der "Doppler-Effekt" eingesetzt bzw. ausgenutzt.

Bei diesen Reaktorkonzepten soll ein Kernschmelzunfall nicht durch aktive Maßnahmen beherrscht, sondern durch ausschließlich passiv funktionierende gesetzmäßige Systeme vermieden werden. Es sind Systeme, die im Störfall durch naturgesetzliche Wirkungen, wie z.B. die Schwerkraft, ablaufen und dadurch technisches Versagen ausschliessen. Bei dieser revolutionären Entwicklung werden neue Wege beschritten, deren wesentliche Leitlinien sind:

- Verwendung inhärenter Sicherheitseigenschaften,
- Nutzung von passiven 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 Naturkonvention 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 inhärent 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 ; 12m Durchmesser ; 7-10 m Wanddicke ; ca. 63 000 t Betonmasse ; 4 Dampferzeuger ; 4 Kühlwasserpumpen ; Hersteller : ABB-ATOM-Schweden in Kooperation mit United Engineer und Constructors (USA) ; Reaktorkern befindet sich im 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, dort über die Wasserkühler mit Naturzug an die Atmosphäre abgegeben /Han/

HTR Hochtempreaturreaktor ; 300 MW(th)

ISR-300 (inhärent sicherer Reaktor), modular, TRISO – coated particle kugelförmiger Brennstoff, Kühlmittel Helium 250-750 C, 39 bar ; nach vollständigem Kühlmittelverlust u. Ausfall aller aktiven Nachwärmeabfuhrreinrichtungen erfolgt die selbsttätigen Nachwärmeabfuhr aus dem Core durch Wärmeleitung, Wärmestrahlung und freie Konvektion sowie für Coreinbauten hindurch und schließlich von der Oberfläche des Reaktordruckbehälters an die Umgebung. Das Ringcore weist stark negative Temperaturkoeffizienten auf, so werden nukleare Transienten, die durch Fehlfahren von Abschalt-elementen oder Verlust dieser Einrichtungen ausgelöst werden, sehr wirksam rückgekoppelt. Selbst-wirkende Begrenzung von nuklearer Leistung und Brennstofftemperatur wird durch coated-particle-Brennstoffs (sehr kleiner Kerndurchmesser, Einbettung der Kerne in graphiti-sche 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. Die US-amerikanische Kategorisierung (Abb.1) spricht von "generation four", wobei die kommerzielle Leistungsreaktoren (II) , fortgeschrittene Reaktoren (III) und Reaktoren (III+) mit einer Sicherheitstechnik, die sich stetig evolutionär 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, Canada, Südafrika, Süd-Korea, Schweiz, USA) ihre Anstrengungen für die Entwicklung neuer KKW zu bündeln /Abr/.

3a. Sicherheitsanforderungen

Sicherheit wird erst dann begriffen, wenn das Gefahrenpotenzial erkannt sowie die Gefahr beschrieben und ursächlich analysiert ist, vor der Sicherheit bestehen soll. Es kann demzufolge auch keine absolute, ewige 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 KKW 2. Generation zum KKW 3. Generation. Für den Bau der KKW der 3. Generation sind Auslegungssicherheit, Betriebssicherheit und Akzeptanzsicherheit gleichgewichtig zu beachten :

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 /Sei/ und /Red/ 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.

Die Vorgaben zur Auslegungssicherheit lauten:

- keine Freisetzung von Radioaktivität durch den eindeutigen Ausschluß von Unfällen aufgrund inhärenter Sicherheit,
- Beherrschung durch Redundanz und Diversität aller Störfälle und deren Begrenzung auf die Anlage,
- Nachzerfallswärme-Abfuhr auf natürliche Weise nach Ausfall der betrieblichen Systeme 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 Akzeptanz-Sicherheit betrifft:

- Einwandfreie Entsorgung radioaktiver Abfälle in Endlager sowie geordnete Stilllegung und Rückbau,
- einfaches, übersichtliches, Bürger-beteiligtes Genehmigungsverfahren und Notwendigkeit des Energiefriedens,
- Abklärung des Gefährdungspotentials der ionisierenden Strahlen und der Krebsrisiken durch die Ergebnissnutzung 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 die Akzeptanz. Deshalb sollte die Installation der Kernreaktoren der 3. Generation

sowohl die Verwirklichung der inhärenten Sicherheit als auch die umfassende Abklärung der Strahlenwirkung durch die Molekular-Biologie, Strahlen-Biophysik sowie Medizin, d. h. die sichere Beurteilung von Gesundheitsschäden durch Radioaktivität zur Bedingung haben.

Die Bedenken hinsichtlich der Gefährdung durch die Strahlenwirkung, die im Umgang mit dem radioaktiven Materialien auftreten, spielen eine große Rolle. Die Kerntechnik ist in der demokratischen Öffentlichkeit nur dann akzeptiert, wenn eine zufriedenstellende Abklärung möglicher Gefahren der Strahlenwirkung wissenschaftlich belegt und zweifelsfrei vorhanden ist. Demzufolge erhalten der Strahlenschutz und die Strahlenforschung gleichfalls eine Schlüsselrolle /Gel/. Nur wenn alle Vorgänge um die Wirkung der ionisierenden Strahlung, entstanden aus der möglichen Freisetzung der radioaktiven Spaltprodukte, eindeutig bewertet und erklärt sind, kann eine Akzeptanz für die Nutzung der Kernenergie erreicht werden.

3b. Sicherheitsauslegungen

Die Beschreibung der Sicherheit von KKW lässt sich zwecks Klarstellung von Wechselwirkungen und Vernetzungen in den Koordinaten verifizieren :

- Technik,
- Administration,
- Mensch.

Dazu der folgende Versuch; eine Matrix-Betrachtungsweise (Abb. 2) dient der Gewichtung, bestimmt Rangfolgen und kontrolliert methodisch die Vollständigkeits der Sicherheitsebenen. Die Gesamtsicherheit eines KKW ist komplex und von daher mit allen Vernetzungen, Randbedingungen und Anforderungen darzustellen :

- Die Forderung Störfall - Ausschluß wird erreicht durch Verwendung von inhärente also durch den physikalische Gesetzmäßigkeiten innewohnende Sicherheitseigenschaften,
- Die Forderung Störfall - Vermeidung ergibt sich durch Automation oder Verwendung einer fehlerverzeihenden Technik, indem die eintretenden Fehler

- durch Maschine und Mensch rechtzeitig erkannt und durch Redundanzen beherrscht werden,
- Die Forderung Störfall - Beherrschung läßt sich durch die diversitäre Auslegung wichtiger Systeme umsetzen.

Für den Havarie-Reaktor Tschernobyl 4 /Kin/ läßt sich beispielsweise an Hand der Matrix-Struktur zeigen, welche Teilaspekte, mit welchen Gründen zu jeweiligen Anteilen zu den Auswirkungen der Havarie geführt haben.

S11-Technik/Störfall-Ausschluß :

der grafitmoderierte Kernreaktor weist einen positiven Reaktivitätskoeffizienten aus, deshalb nicht inhärent sicher,

S21-Technik/Störfall-Vermeidung :

die redundante Notkühlung ist bei Ausfall einer größeren Zahl von Kühlkanälen unterdimensioniert ,

S31-Technik/Störfallbeherrschung :

die diversitären Sicherheits-Komponenten sind sehr eingeschränkt nur vorhanden ,

S12-Administration/Störfall-Ausschluß und

S22-Administration/Störfall-Vermeidung und

S32-Administration/Störfall-Beherrschung :

Insgesamt gilt : Aufsicht und Genehmigung zeigten 1985 durch die UdSSR-Behörden Schwächen, Lücken und Inkompetenz ,

S13-Mensch/Störfall-Ausschluß :

das Personal war im Falle der Beherrschung einer Havarie im hohen Maße unterqualifiziert

S23-Mensch/Störfall-Vermeidung :

der Automationsgrad ist bescheiden klein (der sozialistisch erzogene Mensch sollte in der Lage sein besonders hohe Verantwortungen zu tragen , sodass an der Automatisierung gespart werden darf)

S33-Mensch/Störfall-Beherrschung :

die Pläne für die Vorgehensweisen bei schweren Havarien, Freisetzung radioaktiver Stoffe, Evakuierungen fehlten.

Neben den sicherheitstechnischen Schwächen, die sich aus Bau und Verfahrenskonzeption des RBMK ergaben, muß auf die sowjetischen Ausbildungs- und Genehmigungs-Defizite und damit auf den Stellenwert der Sicherheitskultur hingewiesen werden.

"Unter dem Begriff Sicherheitskultur ist eine sicherheitsgerichtete Grundhaltung aller Hierarchiestufen zu verstehen. Jeder einzelne Mitarbeiter soll sich seiner Verantwortung für die Sicherheit bewusst sein und die Fähigkeit, Mittel und Kompetenz haben, diese Verantwortung auch wahrzunehmen. Sicherheitskultur umfasst zwei Hauptkomponenten. Die erste betrifft die übergeordnete Verantwortung des

Managements zur Formulierung und konsequenten Umsetzung einer sicherheitsgerichteten Unternehmensphilosophie, zur Schaffung einer geeigneten Organisationsstruktur sowie zur Bereitstellung der notwendigen personellen und technischen Mittel. Die zweite Komponente beinhaltet die Einstellung und das Verhalten des Personals aller Hierarchiestufen sowie die Kommunikation zwischen diesen" (IAEA-INSAG -4).

Jeder Mitarbeiter ist in der Weise verantwortlich motiviert, dass auch in nicht reglementierbaren Situationen sicherheitsgerichtet gehandelt wird , d.h. gemäß /RSK/ die Sicherheitskultur ist die Gesamtheit von Merkmalen und Einstellungen bei Organisation und Mitarbeiter, die als oberste Priorität durchsetzt, dass jegliche Sicherheitsfragen im KKW, die ihrer Bedeutung entsprechende Aufmerksamkeiten erhalten.

Die Matrix-Methode ermöglicht eine Gradmessung der Sicherheit des KKW mit einer inhärent sicheren Auslegung im Vergleich zum KKW mit aktiven Sicherheitskomponenten. Dazu werden alle erforderlichen Auflagen und Vorkehrungen benannt. Für die 3. Generation von KKW gilt :

S11-Technik/Störfall-Ausschluß : Auslegung des KKW aufgrund eines inhärent sicheren basic design (z.B. PIUS, SIR, HTR),

S22-Administration/Störfall-Vermeidung : Aufsichts- und Genehmigungsbehörde kontrollieren verantwortlich die Qualitätssicherung,

S33-Mensch/Störfall-Beherrschung : Beherrschung der Schnittstelle Mensch-Maschine durch eingeübte Vorgehensweise und konsequent etablierter Sicherheitskultur sowie Automation.

Anzumerken ist abschließend gemäß der 3 Generationengliederung, dass vom S33-Mensch/Störfall-Beherrschung mit dem 1. Reaktor CP1 in Chicago über S22-Administration/Störfall-Vermeidung mit der Festlegung auf einen größten anzunehmenden Unfall (GAU) auszuschliessen die Entwicklung über S11 Technik/Störfall-Ausschluß zum inhärent sicheren basic design für das zukünftige KKW führt.

4. Fazit

Die dargestellte Unterscheidung von drei Abschnitten der Entstehung und Entwicklung der Kerntechnik soll einer Klärung in der Beurteilung der zukünftigen Entwicklung dienen. Indem der revolutionäre Sprung zu einer neuen Technik mit konzeptioneller Sicherheit einer evolutionären Verbesserung der vorhandenen Kerntechnik gegenüber gestellt wird, werden Chancen sichtbar, die zu einer einwandfreien öffentlichen Akzeptanz der Kerntechnik führen, auf die international angesichts des Energiebedarfs und des Klimaproblems nicht verzichtet wird. Die Dinge wurden daher in aller Kürze mit den weltweiten Bezügen betrachtet, um deren Auswirkungen für Deutschland zu beschreiben.

Selbstverständlich sind mit den neuen Vorgaben zur inhärenten Sicherheit der KKW der 3. Generation die Vorgehensweisen der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden zu verlassen und sind in keiner Weise fortzuschreiben. Es bedarf der Deregulierung und eine Selbstentfesselung ist angesagt, in dem die derzeitige Auflagen-, Gutachters- und Prüfungsdichte entfällt, weil diese sich auf die KKW, der 2. Generation bezog

Bei den energiepolitischen Entscheidungen für Bau und Betrieb der KKW am Anfang ihrer Entwicklung (1945–1955) sind die Sicherheitsauflagen nachgereicht worden. Das sollte sich so nicht wiederholen können. Der evolutionäre Weg und der revolutionäre Weg konkurrieren mittlerweile weltweit miteinander. Sollte sich Deutschland zur Erfüllung seiner energiepolitischen Aufgaben in absehbarer Zeit entschliessen, nach Moratorium und Beschluß zum Ausstieg aus dem Bau und Betrieb der KKW eine Politik des Wiedereinstiges zu verfolgen, so werden dann die inhärenten Sicherheitsanforderungen ganz am Anfang der Konzeptfestlegung der 3. Generation stehen.

Danksagung

Der Autor bedankt sich für zahlreiche Kooperationen und Diskussionen mit den Fachkollegen, durch deren Hilfe sich dieser Beitrag ertüchtigen ließ. Das gilt insbesondere f

ür den Vortrag (April 1996) im Rahmen der Veranstaltungsreihe „Neue Technologien“ der Friedrich-Schiller-Universität Jena des VDI-Technologiezentrums Düsseldorf mit Unterstützung des BMBF und für den Vortrag (April 2003) im Rahmen der Jahresagung der Deutschen Physikalischen Gesellschaft in Hannover des Arbeitskreises Energie.

5. Literatur

- /Abr/ Abraham, S.; Generation IV, International Forum 2002 – Remarks; atw 47. Jg. (2002) H. 11; S. 678,
- /atw/ atw-Redaktion; Kernenergie: Weltreport 2002 – Auswertung; atw 48. Jg; (2003) H. 5; S. 339,
- /Bir/ Birkhofer, A.; et al; Reaktor-Sicherheit in der Bundesrepublik Deutschland; atw (11970) Sept./Okt.; 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
- /Deu/ Deutsche Physikalische Gesellschaft e. V.; Energiememorandum 1995; Zukünftige klimaverträgliche Energienutzung und politischer Handlungsbedarf zur Markteinführung neuer emissionsmindernder Techniken; Bad Honnef, März (1995),
- /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 Reactors Innovations; Proc. Int. Conference on Design and Safety of Advanced Nuklear 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,
- /Kes/ Kessler, G. ; et al ; Wohin mit dem deutschen Plutonium ; atw Jg.44 (1999) S. 156

- /Kin/ Kinzelmann, Th.; 17 Jahre nach Tschernobyl – Wahrheit und Mythos; Strahlenschutz-Praxis; H.2 (2003) S. 49,
- /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 Jg.48 (2003) H. 3; S. 177,
- /Rus/ Rusinek, B. A.; Kernenergie – schöner Götterfunke – die umgekehrte Demontage; zu Kerntextgeschichte der Atomemphorie, Zeitschrift Kultur und Technik 4; S. 15 (1993),
- /RSK/ Reaktor-Sicherheitskommission; 309. Sitzung am 23.04.1997 – RSK Denkschrift zur Sicherheitskultur in der Kerntechnik
- /Sei/ Seidel, E. R.; G. Straub; Indikatoren für die Bewertung des Sicherheitsniveaus von Kernkraftwerken; atw 47 Jg. (2002); H. 12; S. 754,

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

/Wor/ Wolrd Nuclear Association-London; Advanced Reaktors; atw 48 Jg. (2003); H. 4; S. 255,



Early Prototype Reactors

- CP1/STR-Mark-1
- Shippingport
- Yankee
- Dresden
- Magnox

Commercial Power Reactors

- LWR-PWR
- LWR-BWR
- WWER
- RBMK
- Candu

Advanced LWR

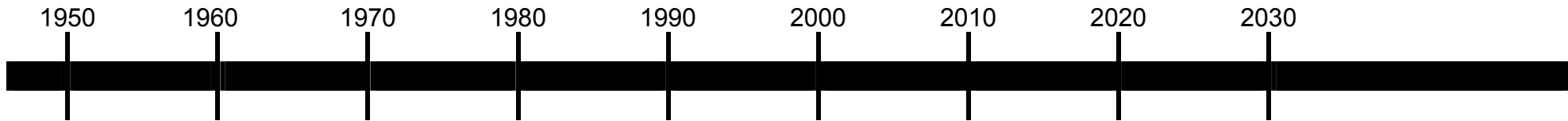
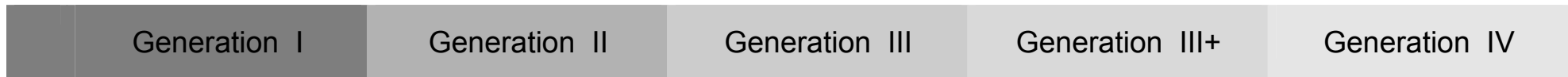
- ABWR
- System 80+
- AP600
- EPR

Generation III

- Evolutionary Designs offering Improved Economics

Generation IV

- Highly Economical
- Enhanced Safety
- Minimizes Wastes
- Proliferation Resistant



→
I. GENERATION

→
II . GENERATION

→
III . GENERATION

Abb. 1 : Developing Generation four - source : DoE

Sicherheit	Störfall- Ausschluß	Störfall- Vermeidung	Störfall- Beherrschung
TECHNIK	<i>S11</i> Inhärent Basic design	<i>S21</i> Redundant Notfallschutz Feedforward-feedback-strategy	<i>S31</i> Diversitär Auswirkungen von common cause Defense in depth
ADMINISTRATION	<i>S12</i> Gesetzliche Auflagen Rechtsverordnungen Stand von Wissenschaft und Technik	<i>S22</i> Qualitätssicherung Sicherheitsanalysen Kerntechnisches Regelwerk	<i>S32</i> Wiederkehrende Prüfungen Freisetzungskriterien
MENSCH	<i>S13</i> Sicherheitskultur Sicherheitsstandarts	<i>S23</i> Automation Probabilistische Sicherheitsanalyse	<i>S33</i> Störfall-Übungen Mensch-Maschine-Schnittstelle Strahlenschutz-Vorsorge

Abb.2 . Matrixdarstellung