

第4章 核燃料資源を有効に利用するために

第1節 核燃料サイクルの意義

4-1-1 ウラン資源の有効リサイクル利用が原子力の持続性に不可欠

原子力エネルギーは、わが国を含めて多くの先進諸国ですでに重要な発電用エネルギーとなっている。わが国では電気の4割弱、世界全体でも2割弱が原子力発電で賄われている。わが国にとっては、今後、輸入化石燃料への依存を軽減してエネルギー供給の自立性を高めるために、また、温暖化の原因となる二酸化炭素の排出量を減らしていくために、原子力エネルギーを引き続き利用していくことが必要である。

しかし、原子力エネルギーを基幹エネルギーの一つとして、長期にわたって持続的に利用していくためにはまだ解決すべき課題が残されている。

OECD原子力機関によれば、世界のウラン資源量（130\$/kg以内で採掘可能な既知資源量）は約400万トンである¹。これに対して、2001年における世界全体のウラン消費量は64,000トン程度なので、今後この消費量が変わらないと仮定すると、60年程度で上記資源は枯渇することになる。このように、ウラン資源、特に低コストで採掘し利用できるウラン資源の量は化石燃料と同様に限られているので、リサイクルを通じてその有効利用を図らねばならない。

現在、主流となっているのは軽水炉と呼ばれる原子炉を用いた原子力発電であり、そこでは濃縮ウランが燃料として使用されている。天然に存在するウランには、原子炉中で核分裂の連鎖反応を引き起こす物質ウラン235が0.7%程度しか含まれていない。残りは連鎖反応には直接役立たないウラン238である。軽水炉ではこれをそのまま燃料とすることはできないので、このウラン235の割合を3~5%程度に高めたのが濃縮ウランである。

濃縮ウランを原子炉の中で燃やしていくと、ウラン235が徐々に核分裂を起こしてエネルギーを出す²が、同時に、連鎖反応には直接役立たないウラン238の一部がプルトニウムという別の物質に変化し、そのプルトニウムがウラン235と同じように核分裂を起こしてエネルギーを出す²。このようにして発電に必要な熱エネルギーが核分裂によって作り出されるが、実は、実際に利用されるエネルギーはもとの天然ウランが持っていた潜在的なエネルギーの1%にも満たない。もし、濃縮ウラン燃料を発電に使った後にそのまま廃棄してしまうとすれば、残りの99%のウランをゴミとして捨てることとなる。

この残りの99%のウランも資源として有効に使う仕組みが核燃料サイクル（原子燃料サイクルともいう）である（図4.1.1.1）。つまり、核燃料サイクルとは原子力エネルギー分野における資源リサイクルのシステムである。実際には、技術的な制約があって、天然ウランの潜在的エネルギーのうち有効に利用できるのは60%程度までとされているが、それでも核燃料サイクルが実現すれば、数千年という長い期間にわたって原子力エネルギーを使い続けることが可能となる。したがって、核燃料サイクルの確立が原子力を基幹エネルギー

¹ OECD原子力機関が2002年に発行した「ウラン2001：資源、生産及び需要」によると、130\$/kg以内で採掘可能な既知資源（確認資源と推定追加資源の分類の合計は393万トンである。この他、未発見資源（採掘コスト不明のものを含む）が1227万トン存在すると推定されている。

² 濃縮ウラン燃料を用いるこれまでの原子力発電所では、プルトニウムが発電用エネルギーの約3割を賄っている。

ーとして持続的に使うための課題となっている。

これを実現するためには、濃縮ウランの使用済み燃料を再処理して、燃え残ったウランと少量のプルトニウムを回収し、それらを資源としてリサイクルすることが必要である。濃縮ウランを使用する限りは、いつまでも天然ウランを消費し続けることになるので、濃縮ウランの代わりに、回収したプルトニウムを燃料とする原子炉の開発も進められている。この燃料は、ウランの酸化物とプルトニウムの酸化物を混合したもののなので、混合酸化物（MOX）燃料と呼ばれる。

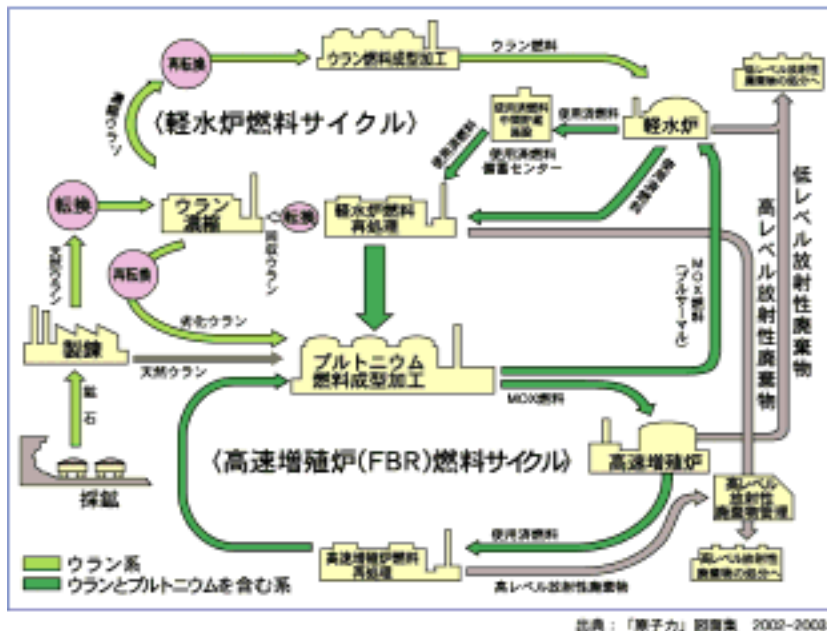
軽水炉で、一部の濃縮ウラン燃料の代わりに MOX 燃料を利用するのがプルサーマルである。プルサーマルを実施すれば、濃縮ウランの消費量がある程度減るので、その分天然ウランが節約されることになる。回収ウランとプルトニウムを再利用すると、相対的に4割程ウラン資源が節約されると見込まれている。

天然ウランの節約量をさらに大きくするために、濃縮ウラン燃料をまったく使わずに、MOX 燃料だけを用いる原子炉の開発も進められている。特に、原子炉の中でのウラン 238 からプルトニウムへの転換を促進し、燃料を使い終わったときに最初に装荷した以上のプルトニウムがつけられるプルトニウム増殖炉が実現すれば、天然ウランをまったく使わずに発電ができるようになる。つまり、ウラン資源消費量の際限ない増大に歯止めをかけ、天然ウランの消費量にある有限量に抑制することが可能となる。

資源リサイクルは、このように原子力エネルギーの利用においても重要な課題となっている。上記のウラン資源の有効利用だけでなく、使用済み燃料からウランとプルトニウムを回収した後に残る高レベル放射性廃棄物についても、有用な物質を資源として回収するとともに、処分による環境への影響を少なくするための取り組みが行われており、将来の循環型社会との調和を目指した核燃料サイクルを構築するための技術開発が進められている³。

³ 高レベル放射性廃棄物の大部分は核分裂反応によってできた放射能の強い物質であるが、寿命がきわめて長い超ウラン元素も微量に含まれている。現在の計画では、高レベル廃棄物は安定な固化体にして30～50年程度冷却し、その後深地層中に処分する予定であるが、固化体にする前に熱源、放射線源、原子力電池などに利用可能な物質を回収し、これらを資源として有効利用するとともに、寿命のきわめて長い放射性物質も分離して寿命の短い物質に変換するための研究も行われている。

図 4.1.1.1 原子燃料サイクル図
原子燃料サイクル(FBRを含む)



[出典] 電気事業連合会ホームページ

(「原子力図面集」 (<http://www.fepc.or.jp/menu/nuclear/nuclear8.html>))

4 - 1 - 2 日本の燃料の再処理工場の商業運転が近い

使用済み燃料に含まれるエネルギー資源であるウランやプルトニウムを分離回収する操作が再処理である。得られたプルトニウムとウランの一部は混合酸化物燃料 (MOX 燃料) の原料になる。

現在再処理方式として広く用いられている PUREX (ピューレックス) 法の概要を図 4.1.2.1 に示す。ピューレックス法では、使用済み燃料棒をせん断機で長さ 3 ~ 4cm に短く切り、硝酸で溶解する。得られた溶液を抽出分離⁴という化学処理で、まずウランとプルトニウム以外の放射能の高い成分を取り出す。これが高レベル放射性廃液と呼ばれ、使用済み燃料の放射能の大部分が含まれる。高レベル放射性廃液は最終的にガラス固化され安定な形で封じ込められる。ウランとプルトニウムはさらに分離精製され、最終的にはプルトニウムはウランの一部と混合され⁵て脱硝⁶後混合酸化物として、残りのウランも脱硝・酸化されてそれぞれ製品として得られる。ピューレックス法を用いる最新の再処理工場では

⁴ 分離しようとする物質が溶解している水溶液に有機溶媒を接触させ、その物質を有機溶媒側に選択的に移動させる分離操作。PUREX 法では硝酸水溶液中のウラン及びプルトニウムを TBP (リン酸トリブチル) を n - ドデカンで希釈した有機溶媒を用いて分離する。

⁵ 分離したプルトニウムをわざわざウランの一部と混合して製品とするのは、酸化プルトニウムのみを製品とする場合に比べ核兵器に転用されにくくするための我が国独自の工夫である。

⁶ PUREX 法で得られる製品であるウランやプルトニウム (ウランと混合) 硝酸水溶液を空気雰囲気中で加熱処理を行い窒素分を除去し酸化物とする操作。

使用済み燃料中のウランやプルトニウムを 99.9 %近くまで回収できる性能がある。

我が国における使用済み燃料の再処理は、これまで約 7100 トン⁷が主に英国及び仏国の再処理工場（仏国ラアグの UP3 工場、英国セラフィールドの B205 工場及び THORP 工場）で行われており、さらに約 1000 トンが我が国の東海再処理工場で行われている。東海再処理工場は年間処理量が最大 100 トン程度であるが、仏国や英国の再処理工場は年間処理量が 800～900 トンである。これと同程度の処理量を有する年間 800 トンの再処理工場の建設が 2005 年 7 月の商業運転開始を目指して青森県六ヶ所村で進められている。この再処理工場で用いられる技術は仏国で 10 年以上の運転実績のある再処理技術をベースにし、さらに進んだ技術も取り入れられている。写真 4.1.2.1 は、最近の建設状況を示している。

再処理工場の運転にあたっては、安全を確保することが前提である。使用済み燃料を燃料被覆管から取り出して化学処理を行うため、放射性物質が漏れないように、耐食性の高い材質で作られた機器内で取り扱い、操作は遮へいや気密を維持できる建物で行われる。ここで、回収されたウラン製品や MOX 製品は施設内に貯蔵される。

再処理工場から発生する気体、液体及び固体の廃棄物についてはその性質に応じた処理がなされる。気体状の放射性物質はフィルタ等による処理を行う。高レベル放射性廃液は上述のとおりガラス固化され、低レベル放射性廃液は乾燥圧縮などの処理を行い、固体状の放射性物質は容器に詰めるなど、施設内の限定された区域に貯蔵され安全に管理される。廃棄物の処理の結果、ごく微量の放射性物質が大気と海洋に放出されるが、その量は環境に影響を与えないように低く抑えられている。たとえば現在建設中の再処理工場では、放出される放射能によって受ける被ばくの大きさは、天然に存在する放射能による被ばくの約 50 分の 1 程度であると評価されている⁸。また、再処理工場の異常や事故への対応に関する十分な検討がなされ、その検討結果に沿った設計になっており、さらに、原子力発電所と同じように定期的な検査を受け、安全が確保される。

再処理工場で得られるプルトニウムは核兵器の材料になり得ることから、平和目的以外に使用されることがないように精度の高い計量管理を行うと共に、我が国ではこれを第三者の立場から検認する IAEA の保障措置⁹を受け入れている。さらに、我が国では再処理工場内にあるプルトニウムの量について、その他のプルトニウム保有量と共に国内外に公表し、プルトニウム利用の透明性を維持している。

再処理工場が稼働すると高レベル放射性廃液のガラス固化体やそのほかの廃棄物が発生する。ガラス固化体については、30～50 年程度冷却のため貯蔵した後、地下 300m より深くの地層中に処分することとされているが、そのほかの廃棄物の処理処分方法については、現在検討が行なわれている¹⁰。

⁷ 軽水炉使用済み燃料及びガス炉使用済み燃料の合計。

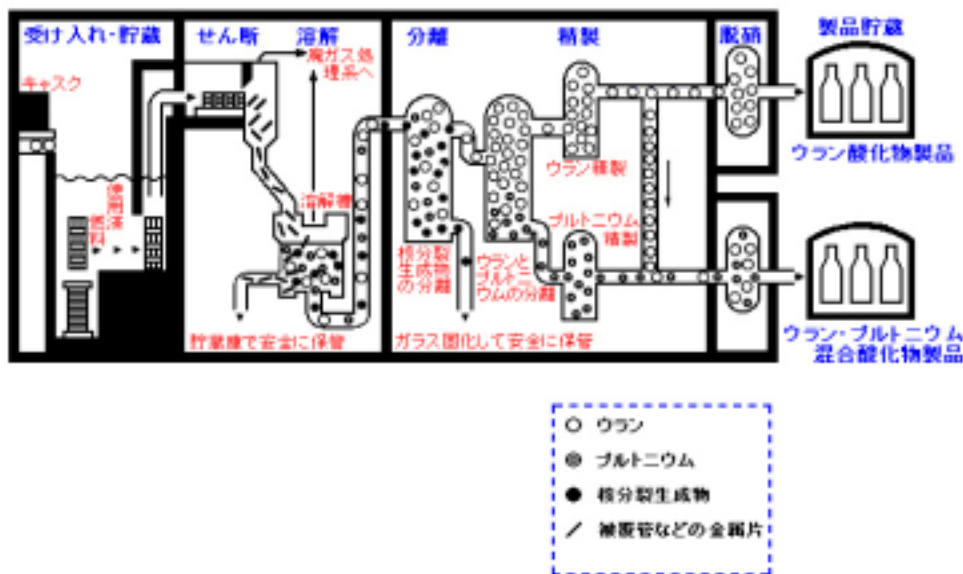
⁸ 評価では年間 0.022 mSv(ミリシーベルト)とされている。天然放射線による年間の被曝線量は 1 mSv とした(天然放射線による年間の被曝線量の世界平均は 2.4 mSv)。

⁹ IAEA (International Atomic Energy Agency : 国際原子力機関) 保障措置については第 7 章「7-3 原子力の平和利用と保障措置」を参照。

¹⁰ 再処理施設から発生する超ウラン(ウランより原子番号の大きい元素)核種を含む放射性廃棄物の処理処分の基本的考え方は、2000 年に原子力委員会から示されている。

現在、このように海外で豊富な実績のあるピューレックス法を用いる六ヶ所再処理工場が、商業運転を目指して建設されている。六ヶ所再処理工場は核燃料のリサイクルを進める上で要に位置づけられる施設で、着実に円滑な運転開始が望まれている。現在、様々な試験を実施中であり、今後ウラン試験、使用済み燃料を用いる総合試験、使用前検査を経て運転開始に至る予定としている。

図 4.1.2.1 ピューレックス法による再処理工程の概要



[出典] 原子力図書館げんしろう、<http://mext-atm.jst.go.jp>

写真 4.1.2.1 六ヶ所再処理工場の建設状況



[出典] 日本原燃(株)ホームページ、<http://www.jnfl.co.jp>

4 - 1 - 3 使用済燃料の有効利用は欧州の軽水炉等で行われている

軽水炉で使用されているウラン燃料には、核分裂を起こしやすいウラン 235 と核分裂を起こしにくいウラン 238 が含まれており、一部のウラン 238 から生まれ変わったプルトニウムは、ウラン 235 と同様に核分裂を起こしやすいものを含んでいるので、時間の経過とともに徐々に核分裂の連鎖反応に加わり、核分裂する際にエネルギーを発生するようになる。ウラン燃料を軽水炉に装荷して取り出すまでに発生するエネルギーの約 3 割がプルトニウムの核分裂によって得られるものである。軽水炉で用いられるウラン燃料は、核分裂の連鎖反応を持続させるため、ウラン 235 の割合を 3～5%程度に高めた濃縮ウラン燃料を用いるが、軽水炉で使用して取り出された使用済みウラン燃料には、まだ核分裂をしていないウラン 235 とウランから新たに生成したプルトニウムがそれぞれ 1%程度含まれている。この使用済み燃料を再処理してウランとプルトニウムを回収すると再び燃料として利用できる。プルサーマル利用は、使用済み燃料を再処理してプルトニウムを回収し、ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料に加工して、再度、軽水炉に装荷して利用することをプルサーマル利用といい、MOX 燃料は回収したプルトニウムを 4～9%の割合で劣化ウラン(ウラン 235 の濃縮過程で生まれるウラン 235 の含まれる割合が天然ウランよりも小さいウラン)などと混ぜて作られる。プルサーマル利用では、濃縮ウラン燃料の代わりに MOX 燃料を軽水炉に装荷して利用することにより、濃縮ウランの消費が減り、その分ウラン燃料の節約ができる。

プルサーマル利用は、世界的には 1960 年代に開始され、欧州では 1980 年代から本格化している。図 4.1.3.1 に各国の軽水炉における MOX 燃料使用実績を示す^{11,12}。2001 年 12 月末時点までに、フランス、ドイツ、スイス、ベルギーなど 10 カ国でプルサーマル利用の経験を持ち、計 55 基の軽水炉で合計 3,543 体の MOX 燃料集合体を使用された実績がある。そのほとんどが欧州におけるものであり、フランスの 1,614 体、ドイツの 1,204 体など欧州諸国の使用実績は 3,436 体に達している。

MOX 燃料を軽水炉へ装荷した世界最初の例は、1963 年にベルギーの BR3 炉に MOX 燃料が装荷されたものである。以来、アメリカ、ドイツ、イタリアなどで順次軽水炉への MOX 燃料装荷が開始されている。2001 年末の時点では、フランス 20 基、ドイツ 10 基、スイス 3 基、ベルギー 2 基、インド 2 基の計 37 基の軽水炉に MOX 燃料が装荷されている。

フランスでは、軽水炉の導入が 1970 年代であることもあり、最初に軽水炉に MOX 燃料が装荷されたのは、1974 年のセナ発電所(加圧水型軽水炉:PWR)へのものであり、ベルギー、アメリカ、ドイツなどに比べると後発ではあるが、1987 年のサンローラン B 1 号機(PWR)から本格的に MOX 燃料の商業利用が始まり、2001 年末時点で稼働中の軽水炉 58 基中 90 万 kW 級原子炉の 20 基に MOX 燃料が装荷されている。MOX 燃料の炉心への装荷割合は、炉心全体の 3 分の 1 程度である。2001 年の原子力発電による総電力量は約 4,000 億 kWh で、そのうち MOX 燃料によるものは約 10%を占めている。

ドイツでは、1966 年のカール発電所(沸騰水型軽水炉:BWR)への MOX 燃料装荷以降、1970 年代半ばから商用炉での本格利用が始まり、2001 年末時点までに 14 基(PWR

¹¹ 資源エネルギー庁、「原子力 2002」。

¹² 社団法人日本原子力産業会議、「2003 原子力年鑑」。

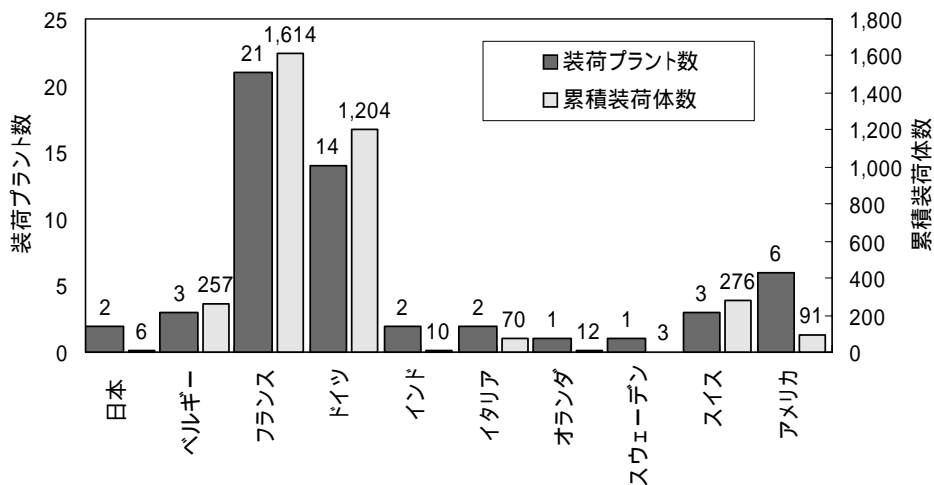
9基、BWR 5基)の軽水炉にMOX燃料を装荷した実績を有する。2001年末時点で稼働中の軽水炉19基中130万kW級原子炉を中心とする10基にMOX燃料が装荷されている。MOX燃料の炉内装荷率は、炉心全体の最大50%まで許可されている。

ベルギーでは、世界ではじめてMOX燃料を軽水炉に装荷した経験をもつが、本格的なMOX燃料利用は1995年のドール3号機(PWR)とチアンジュ2号機(PWR)への装荷からである。2001年末時点で、稼働中の軽水炉7基中2基にMOX燃料が装荷されている。MOX燃料の炉内装荷率は、炉心全体の20%である。

スイスでは、ベツナウ1号機(PWR)で1978年から実験的なMOX燃料利用が開始され、1994年から商業炉での本格的利用に移っている。2001年末時点で、稼働中の軽水炉5基中3基にMOX燃料が装荷されている。MOX燃料の炉内装荷率は、炉毎に異なり、ベツナウ1号機では40%まで認められている。

一方、我が国では、1980年代後半から1990年代初頭にかけて、美浜1号機(PWR)と敦賀1号機(BWR)にMOX燃料を試験的規模で装荷した経験をもち、電気事業者は2010年までに16~18基の原子力発電所でプルサーマルを実施する計画を有している。また、軽水炉のほかに、新型転換炉(ATR)¹³の「ふげん」において、1978年からMOX燃料の装荷が開始され、2003年3月時点で772体のMOX燃料を使用した実績があり、これは1つのプラントとしては世界最多の実績となっている。

図 4.1.3.1 各国の軽水炉におけるMOX燃料使用実績 (2001年12月末現在)



[出典] 資源エネルギー庁、「原子力2002」

¹³ 核燃料の効率的利用、多様な核燃料利用をめざした熱中性子炉の総称(Advanced Thermal Reactor)。動力炉・核燃料開発事業団(現核燃料サイクル開発機構)が開発・建設した新型転換炉「ふげん」は減速材として重水を、冷却材として軽水を使用した圧力管型原子炉で、MOX燃料を効率的に利用することができ、国内で初めて実規模レベルでの核燃料サイクルの環を完結した。

第2節 ウラン資源にも限りがある - 高速増殖炉の役割 -

4 - 2 - 1 はじめに - 高速増殖炉の意義 -

原子力発電は、発電の過程で大気汚染や地球温暖化の原因となるガスを一切排出せず、環境保全の観点からもその役割が大いに期待されている。しかし、その核燃料であるウラン(U)も現在主流の軽水炉で今のままの使い方を続けると、石油や天然ガスと同じ様に資源的には十分とは云えず、今世紀半ばには不足をきたすと考えられる。

そこで、高速増殖炉(FBR: Fast Breeder Reactor)では、核燃料を燃やす(核分裂させる)一方で、天然ウランのうち99.3%を占める核燃料になりにくい成分(U-238)を新たな核燃料となるプルトニウム(Pu)に変えることで、消費した核燃料より多くの核燃料を作ることができるので、その原理を積極的に利用して核燃料の増殖を図れば、ウラン資源を最大限に有効活用できるようになり、数千年にわたりエネルギー資源を確保することができる。また、ウランの経済的な価値が高まり、現在は商業的価値をもたないような核分裂性ウランの含有率の低い低品位のウラン資源も十分に商業的に利用できるようになり、資源的には豊富なものとなる。さらには、海水中に微量に含まれるウランの回収も考えられるが、海水中のウラン濃度が約3ppb(十億分の三:海水1トン中に3mg)と低いことから、捕集コストが高く、鉱山ウラン長期取引価格の10倍程度と試算されている。しかし、核燃料サイクルの実用化によりウランの価値が増加すれば、潜在的資源として考えることもできる。

世界最初の原子力発電は、1951年に臨界となった米国の実験用高速増殖炉(EBR-1)で、ナトリウム合金(NaK)の冷却材を使用した高速増殖炉であった事実は注目に値する。その後も旧ソ連を始め先進各国でも早期から「高速増殖炉こそが原子力発電の本命である」と、その可能性に注目した先人達の将来を見通す先見性と熱い思いが伝わってくる。そして、U-Pu混合酸化物(MOX)燃料・ナトリウム冷却型の高速増殖炉は相当な発電実績を積んできている。

現在、長期計画策定会議第三分科会報告書(平成12年5月31日)に示されている「2015年頃を目途に実用化の可能性が最も高いFBRサイクル技術の見通しを得る」との目標の下に、軽水炉と比肩する経済性・安全性を達成するとともに、環境負荷低減性、高い核不拡散性等を目指したFBRサイクルの実用化戦略調査研究が進められている。ナトリウム冷却炉で代表される高速炉は、これまでは軽水炉や他のエネルギーシステムと比較して、発電原価がかなり割高の評価となっているが、上記の研究により軽水炉と比肩する発電原価の達成を目指している。また、プラントの運転データに基づく、保守・補修性を含めたプラントとしての信頼性の確認や経済性の実証が不可欠であり、経済性の向上と安全性のさらなる向上及び理解促進が今後の課題となっている。

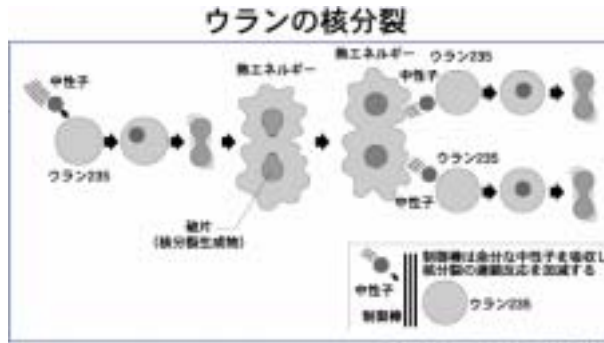
4 - 2 - 2 高速増殖炉(FBR)の原理 - プルトニウムのリサイクル利用 -

(1) 軽水炉でもプルトニウムはできている - U-238がPu-239へ転換 -

天然ウラン(U)には核分裂し易いU-235が0.7%含まれているが、残りの99.3%は核分裂し難いU-238である。そこで、軽水炉の核燃料はU-235の割合を天然ウランの0.7%から3~5%に高めた低濃縮ウランを使用している。軽水炉では、このU-235に中性子が当たると核分裂し、大小2個の核分裂生成物と中性子が発生するが、その数は平均する

と約 2.5 個となる ($k = 2.5$)。その中性子のうち 1 個が確実に U-235 に当たって核分裂に寄与することによって連鎖反応が維持される。図 4.2.2.1 は U-235 が中性子を吸収して核分裂反応を起こした例の模式図である。

図 4.2.2.1 U-235 の核分裂反応例



[出典] FEPC INFOBASE 2002 年度版

核分裂によって生まれたばかりの中性子はエネルギーが高く (平均 2MeV)、燃料原子核に当たり難いので、軽水¹⁴の主成分である水素の原子核に衝突させて、中性子のエネルギーを軽水の熱運動 (ブラウン運動) と同じ程度¹⁵まで減速し、U-235 に吸収され反応し易くしている。この中性子を熱中性子と呼んでいる。一般に中性子の速さが低いほど原子核に当たったり吸収され易い¹⁶。中性子は電荷をもたないので電気 (クーロン) 力を受けずに原子核と衝突するが、遅い方が作用時間が長く、吸収されて核分裂し易いからである。

核燃料中の U の大部分を占める U-238 は核分裂し難い¹⁷が、熱中性子より少し高いエネルギーでは共鳴吸収と云って非常に中性子を吸収し易い性質がある。中性子 (n) を吸収した U-238 は U-239 となるが、U-239 は不安定で 23.5 分の半減期で 崩壊¹⁸してネプツニウム (Np)-239 となり、Np-239 は更に 2.35 日の半減期で 崩壊して Pu-239 になる。Pu-239 は U-235 と同様に核分裂し易い。



要するに、原子炉の中では、何も特別なことはしないでも、非核分裂性の U-238 の一部が中性子を吸収して数日の間に核分裂性の Pu-239 に生まれ変わる、すなわち、ウランがプルトニウムに転換 (Conversion) する。核燃料の原子 (U-235) が核分裂して消費するごとに新たに転換によって生産される核燃料の原子 (Pu-239) の数との比率のことを転換比 C (Conversion ratio) と呼ぶ。軽水炉では転換比 C は 0.4 ~ 0.6 程度である。C が 1 を超

¹⁴ H₂O : 普通の水を重水と区別して軽水と呼ぶ。

¹⁵ 280 では約 0.05eV。

¹⁶ 中性子の速さを v とすれば、共鳴吸収などの領域を除いて、反応のし易さは v に反比例するので、1/v 法則と呼ばれている。

¹⁷ U-238 は約 1MeV 以上の高速中性子でなければほとんど核分裂しない

¹⁸ 崩壊とは原子核を構成する中性子が陽電荷をもつ陽子に変わり、その際に負電荷をもつ電子を核の外へ放出する過程である。原子核内の中性子が減り、陽子が増えるので質量数は変わらないで原子番号が 1 つ増える。元素を決めるのは原子番号すなわち陽子の数である。U の原子番号は 92、Np は 93、Pu は 94、Am (アメリカシウム) が 95 と云う具合

えることを増殖 (Breeding) とよんでおり、その場合の C を増殖比 B (Breeding ratio) と呼んでいる。

(2) 軽水炉では増殖は無理?! - 増殖炉の必要性 -

もちろん、軽水炉でも転換は起きている。炉心では、Pu-239 が生まれ、それが核分裂して、燃料を取り替える末期には 6 割程度のエネルギーは Pu の核分裂によって賄われており、平均すると約 3 割は転換 Pu がエネルギーを出していることになる。最初は 3~5% の U-235 に濃縮されていた核燃料は、原子炉から取り出される使用済燃料の段階では、その中に約 1% の U-235 と約 1% の核分裂性の Pu (Pu-239 と Pu-241) を含んでいる。

使用済み燃料に含まれている Pu を抽出して、天然ウランに混ぜて新しく作った核燃料を、再び、軽水炉で使用すればウラン資源の有効利用となる。また、半減期が 2 万 4 千年と長い 放射体である Pu-239 を他の高レベル廃棄物と分離できるメリットがある。これが軽水炉での核燃料サイクルであり、プルサーマル¹⁹の考え方である。

それでは、プルサーマルのサイクルを何回でも繰り返せば増殖ができるかと云うと、そのような訳にはいかない。資源的な利用率は高々 2 倍程度²⁰にしかならないし、実際には多数回のサイクルを繰り返すと熱中性子では核分裂しない邪魔な長半減期の放射性核種²¹が沢山できたりするので、多数回のサイクルは事実上できない。現在考えられている 1 回限りの再処理では、利用率は 1.5 程度に抑えられる。すなわち、天然ウランに含まれる U-235 は 0.7%だが、軽水炉での核燃料のワンス・スルー (一回限りの使用) では天然ウランの 0.5%程度しか有効に利用されないのが、0.75%程度 (0.5% × 1.5 = 0.75%) は利用できることになる。一方、高速増殖炉を利用すれば、理論的には 100%近い利用率になる。核燃料サイクルの過程 (再処理や燃料製造) での燃料損失率 (3%程度) を見込んでも、それが理論的には 60%程度まで飛躍的に向上させることが可能と考えられる。(表 4.2.2.1 参照)

表 4.2.2.1 天然ウランの利用効率

原子炉の種類	ウラン利用効率
軽水炉 (ワンスルー方式)	0.5%
軽水炉 (プルサーマル方式)	0.75%
高速増殖炉	60%程度

[出典] 「プルトニウム」鈴木篤之編著

なお、広い意味での軽水炉でも、沸騰水型炉のボイド率を高くし冷却水流路幅を狭くし、減速効果を低減させることによって、理論的には転換率 C を 1.00 前後まで高めることが可能となる。このような概念は低減速スペクトル炉または高転換炉と呼ばれ、研究されている。

に変化する。

¹⁹ プルトニウムをサーマル (熱) 中性子炉で使用する意味の和製英語。

²⁰ 非常に単純化した話になるが、転換率を C = 0.5 で無限回サイクルを繰り返すとしても、実効的な増倍比 TC は、 $TC = 1 + C + C^2 + C^3 + \dots = 1 / (1 - C) = 2$ となる。

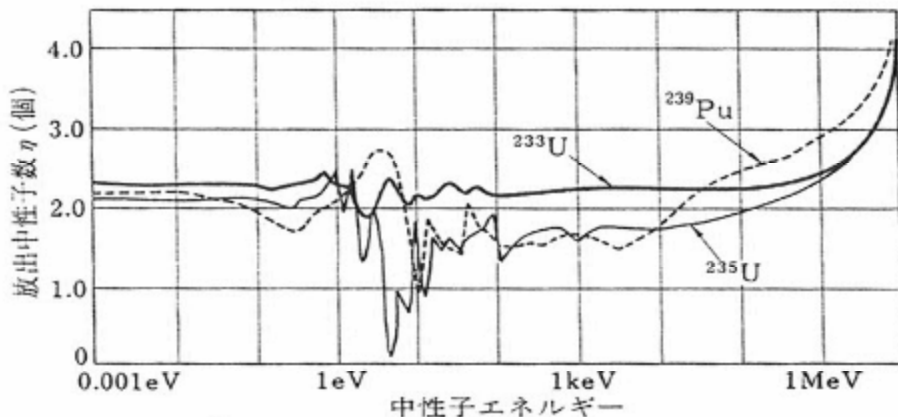
²¹ Pu-240、Pu-242、Pu-238、Am-241 など。

(3) 増殖炉にはプルトニウム燃料と高速中性子炉が必要

それでは、転換の原理を利用して、消費した分よりも多くの核燃料物質を生産するにはどうすればよいかについて考えてみよう。核分裂で生れる中性子の数を多くし、U-238 に吸収させる必要がある。熱中性子での U-235 の核分裂では平均 2.5 個の中性子が発生するが、U-235 に吸収されても核分裂しない場合も 15% 程度ある。従って、1 個の中性子が核燃料に吸収されて核分裂して発生する中性子の数を中性子再生率 とすると $\eta = 2.1$ となる。再生された中性子のうち 1 個は連鎖反応の維持に必要で、残り ($\eta - 1$) が構造材や冷却材 (水) に吸収されたり、炉心の外へ漏れて遮蔽体等で吸収されたり、U-238 に吸収されたりしてバランスを保っている。

この中性子再生率 η は核燃料の種類と衝突する中性子のエネルギーによって変化する。図 4.2.2.2 は中性子エネルギーによる核分裂中性子再生率 η の変化を示している。増殖が行われるためには、原理的な条件として ($\eta - 1$) > 1 、すなわち、 $\eta > 2$ が必要である。実際には構造材や冷却材の吸収など、連鎖反応や転換 (増殖) に寄与しない吸収 (寄生吸収) がかなりあるので、増殖 ($C > 1$) しようとするれば、 η 値は少なくとも 2.5 程度以上が必要となる。図 4.2.2.2 から分かるように、U-235 では、熱中性子やそれに近い低エネルギー領域では、 η 値は約 2.1 程度であるが、中エネルギー領域では低くなり、高エネルギー領域でもあまり大きくはならない。従って、U-235 では核燃料を増殖させることは出来ない。

図 4.2.2.2 中性子エネルギーによる核分裂性中性子再生率 η の変化



[出典] 堀雅夫監修「基礎工学炉工学」

これに対して、Pu-239 の場合は 0.1MeV 以上の高速中性子領域では $\eta > 2.5$ となり増殖が可能となる。すなわち、増殖炉は Pu-239 を核燃料とする高速中性子炉となる。例えば、「もんじゅ」では増殖比 $B=1.2$ の設計となっている。核燃料が元の量の倍になる期間を増倍時間 (Doubling time) と呼ぶが、もんじゅでは 30 年程度である。ここで、30 年とい

う数字自体に特別の意味があるわけではなく、毎年 1/30 ずつエネルギー供給量が増やせるということの意味する²²。もんじゅの場合は約 30 年と見積もられているが、放射能減衰・冷却や再処理などを含む実質増倍期間はずっと長くなる。従って、積極的に核燃料の増倍を図る必要がある場合（例えば、急速にエネルギー需要が増大したり、軽水炉から高速炉に急速に転換しようとする場合）は、高速中性子の割合（スペクトル分布）を高くするなどの工夫により、 $B=1.24 \sim 1.29$ 程度²³にすることも可能である。逆に、 B を下げる方は炉心・燃料成分の調整により比較的簡単に可能であり、所要 Pu 蓄積量や経済成長割合に従って増殖性能の調整が可能である。

（４）放射性物質の消滅にも高速中性子炉が適当

高速増殖炉は、増殖に供する中性子を使って長半減期の放射性物質を短半減期のものに核変換させ、環境負荷を大幅に低減させることが可能となる。使用済み核燃料を再処理する過程で、ウランやプルトニウムの他に 3～5%程度の核分裂生成物などが高レベル放射性廃棄物として発生する。高速増殖炉の主な役割は核分裂性 Pu(Pu-239 や Pu-241)の燃焼と増殖による蓄積量の調整である。特に半減期が 2 万 4 千年と長い Pu-239 を燃料として燃焼させて消滅させる意義は非常に大きい。しかし、それは別としても、放射性廃棄物などの分離・変換（燃焼）の観点から以下に分類できる。

核分裂し難い高次化プルトニウム（Pu）（Pu-240、Pu-242 など）の燃焼

マイナーアクチニド（ネプツニウム（Np）、アメリカシウム（Am）、キュリウム（Cm）など）燃焼

超長寿命核分裂生成核種（テクネチウム Tc-99、よう素 I-129 など）の核変換

原子番号がウラン（92）より大きい元素を TRU（超ウラン元素）と呼んでいるが、放射性 TRU は概ね長半減期のものが多い²⁴。また、原子番号 89 のアクチニウム（Ac）から 103 のローレンシウム（Lr）までの元素を総称してアクチニドと称し、主たるアクチニドをマイナー・アクチニド（MA）と呼んでいる。

高レベル放射性廃棄物から MA を分離して Pu-U 燃料に混ぜて原子炉で燃焼させることが検討されている。もちろん、軽水炉でもある程度可能であるが、反応度が低下するので多量には炉心に入れられない。また、熱中性子では変換できない核種も多い。高速増殖炉では、豊富な中性子が利用できるし、反応にしきい値がある場合でも高速中性子なら核変換が可能となる。Pu でも Pu-239 や Pu-241 以外の高次の Pu やアメリカシウム Am、ネプツニウム Np-237 も高速中性子により短半減期の放射性物質に変換できる利点がある。もちろん、問題となる核種を 100%分離回収できないので、分離回収率により放射能の低減効果は左右される。その他、比較的放射線強度は低い半減期の長い核分裂生成物として、テクネチウム Tc-99（半減期：21 万年）やよう素 I-129（半減期：16 百万年）があり、その分離・変換による消滅も今後の研究課題となろう。

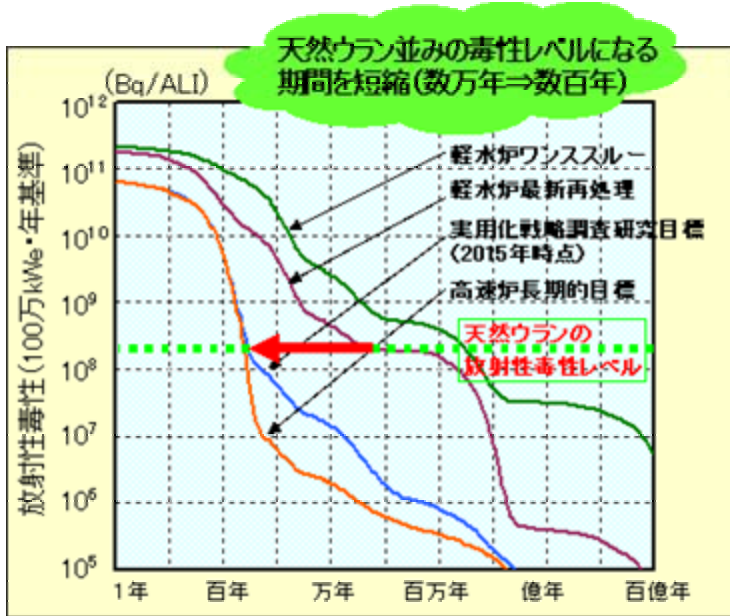
²² 増倍時間は $1 / (B - 1)$ に比例するので、増殖比 B が大きいほど短くなり増殖には有利である。その他、中性子束が大きく、稼働率が高いほど増倍時間は短くなる。

²³ 米国クリンチリバー炉 CRBR 計画の例

²⁴ 高レベル廃棄物のうち、特に問題となる TRU はネプツニウム Np-237（半減期：2.14 億年）、アメリカシウム Am-241（433 年）、Am-243（7.37 千年）、キュリウム Cm-243、Cm-244、Cm-245 などである。

フランスはフェニックス炉を利用して、MA 入り燃料の照射を計画している。「もんじゅ」においてもまた将来の研究課題として挙げられている。図 4.2.2.3 に放射能（毒性の強さ）の時間的な減衰特性例を示す。高速炉の導入によって放射能を大幅に低減できる可能性があることが分かる。

図 4.2.2.3 放射能の減衰特性



[出典] 核燃料サイクル開発機構「研究開発活動の現状と将来展望」（平成 15 年 6 月原研・サイクル機構合同報告会）

放射性毒性：放射性核種の人体への影響度の尺度で、核種ごとに定められている放射性物質の体内摂取の年間許容限度(年摂取限度)ALI でその核種の放射能量（単位：ベクレル(Bq)）を除いた値で表します。

（５）トリウム燃料炉での増殖の可能性

トリウム Th は Th-232 が主成分であるが、自然界に U の数倍は存在するとされている物質で、増殖の可能性を有している。U-238 が中性子を吸収して Pu-239 ができるのと同様に、トリウム Th-232 は中性子を吸収し、Th-233 となり、2 回 崩壊して U-233 になる。図 4.2.2.2 にあるように、U-233 は高速から低速までの全中性子エネルギー領域でも、 >2 となっており増殖の可能性があるが、2 を大きくは超えていない。高速領域の中性子で増殖を試みると、燃料の放射能が非常に強くなるので、U-233 での増殖は普通は低速（熱）中性子領域の方が適している。大きな問題は中性子再生率が 2 を大幅に超えないのに加えて、Pu-239 の場合の中間生成物であるネプツニウム Np-239 に相当するプロトアクチニウム Pa-233 の中性子寄生（核反応に寄与しない）吸収が大きく（Np-239 の約 2 倍）、しかも半減期が非常に長い（Np-239 の 2.35 日に比して 27 日）ことである。中性子経済の観点からは、好ましくなく、増殖を達成するには、燃料を一旦炉外に取り出して Pa-233

を除去してから炉内に戻す連続処理が必要で、溶融塩冷却が検討されてきた。なお、核分裂生成物の中にも、キセノン Xe-135 のような中性子を非常に吸収し易い稀ガスが含まれているので連続処理時に除去することができる。その他に、中性子吸収の小さいグラファイト（黒鉛）で減速し、ヘリウム（He）ガスで冷却して、高転換を目指す方法もある。

しかし、増殖を目指すには、Th と U を混ぜたフッ素化合物溶融塩（融点：413℃）を核燃料兼冷却材とし、グラファイト減速材とニッケル合金（ハステロイ N）構造材からなる溶融塩炉（MSR: Molten Salt Reactor）が米国オークリッジ研究所で考案され試験炉で実験されたが、種々の困難な問題のため研究が中止された。もともと、中性子再生率が 2 を大きくは超えないので、増殖率もせいぜい $B=1.05$ 程度に限られる。溶融塩は融点が高いので原子炉出口温度も 660℃ と高く、構造材の腐食、放射性の極めて強い核燃料兼冷却材の凍結防止、ポンプや弁・配管等の機器の補修など困難な課題を克服しなければならない。今のところ、U-Pu サイクルに比して急いで開発すべき誘因に乏しいが、加速器を使った増殖炉（ADS）などの研究対象となっている。

4 - 2 - 3 高速増殖炉の安全性とプラント構造

（1）ナトリウム冷却の利点と難点 何故ナトリウム冷却なのかー

増殖比を大きくとるために中性子をあまり減速しないで Pu-239 に衝突させて核分裂連鎖反応を起こさせることが大切である。水（ H_2O ）は優れた冷却材ではあるが、成分原子である水素 H の質量が中性子とほぼ等しく、衝突による中性子減速効果が全元素中で最も大きい。また比較的中性子吸収（無駄に中性子を減らす）効果も大きいので、不適当と考えられる。高速増殖炉の冷却材としては、極く初期の例外を除いて、液体金属 Na が利用されている。Na の特徴を列記すると次の通りである。

核的に、中性子減速能が小さいこと他に、中性子吸収も比較的小さい。

誘導放射能の点では、Na-23 の中性子吸収で Na-24 になって強い放射能を帯びるが、半減期が約 15 時間と短いので比較的早く減衰する（12.5 日で百万分の一に減衰）。密度是水よりもやや小さく比重は 20 で 0.97、融点は 98℃ である。冷却材として液体の状態を保つには余熱や保温が必要となる。400℃ 付近の高温での比重は約 0.85、粘性係数も常温付近の水に近く、流動抵抗も大きくない。流体的には水に近い特性を持つ。熱的な特性は、液体金属なので優れている。熱伝導度は水の約 100 倍と非常に大きい上、熱輸送に関連する熱容量（比熱×密度）も水の約 1/4 はあり、他の冷却材よりはかなり大きい。流動抵抗も大きくない。これは出力密度（単位炉心体積当たりの出力）や中性子束を高くするのに有利である。

沸点が 881℃ と高いので、水のように加圧する必要がなく低圧力の冷却システムで済む。ポンプ圧力を加えてもせいぜい 10 気圧以下で、軽水炉のような耐圧構造は不要となる。従って、炉容器や配管は薄肉設計となる。また、軽水炉のように減圧による沸騰が起こらないので冷却材喪失事故（LOCA）の想定は要らない。それに高温・高効率（40%程度）の発電が可能となる。

化学的に活性で、空気に触れると酸化反応で発熱し燃える。単位重さ当たりの発熱量は灯油の約 5 分の 1 である。従って、原子炉（1 次）系の周辺は保護容器で覆い、さらに窒素やアルゴンなど不活性ガス雰囲気とし、Na が洩れた場合でも、燃えないような設

計としている。

水と接触すると激しい発熱反応が起こり、水 (H_2O) から酸素を奪って水素を発生させる。水素発生に対する対策が必要である。特に、蒸気発生器の設計が重要となる。構造材料であるステンレス鋼との共存性が優れている。高純度の Na は比較的安価で入手しやすいオーステナイト系ステンレス鋼 (SUS304 や SUS316) に対する腐食が小さく、実用に供されている。一般に、腐食性が高いと誤解されているが、導電性なので電池作用による腐食はなく、高温の水よりはるかに腐食性が低く、軽水炉で課題となっている SCC (応力腐食割れ) も Na 接液部では発生しない。腐食に影響するのは Na 中の溶存酸素であって、その濃度を低く管理することがポイントである。親ループから分岐した子供ループ中の一部を低温にして酸化物を析出・濾過して除去するコールド・トラップによって簡単に溶存酸素を数 ppm まで除去し純化することができる。他の不純物は Na 製造・精製と充填段階で管理されている。

(2) 高速増殖炉の安全性

高速増殖炉の安全確保も多重防護に基づいており、基本的な考え方は軽水炉とかわらない。しかし、高速炉の核的な特性や Na 冷却ゆえの固有の面も大きいので、その点について触れておきたい。具体的な安全性の争点については、後述のもんじゅ判決の中で詳しく述べることにする。

核的な特性

中性子が核分裂で生れてから吸収されるまでの時間は軽水炉では数十マイクロ秒で、高速炉では更に 2 桁ほど短い²⁵。いずれにせよ、これだけでは負のフィードバックによる自己制御性も有効に働かず、人間はもちろん、精密機器でも制御は無理である。原子炉が安全に制御できるのは、核分裂で即時に生れる即発中性子の他に、1%以下の少ない割合ではあるが核分裂片から遅れて出てくる遅発中性子がある。遅れる時間は核分裂片によってさまざまであるが、平均して 13 秒程度である。この程度の時間なら負のフィードバック特性により自己制御性が確保できるし、人間や機械で十分制御ができる。従って、遅発中性子を勘定にいれて連鎖反応が維持できるように制御すればよい。即発中性子だけで臨界状態 (即発臨界) になると制御出来なくなり、暴走する。遅発中性子が原子炉を制御する上で重要な役目を果たしている²⁶。

なお、高速中性子による Pu-239 の核分裂での遅発中性子の割合 (=0.21%) は、熱中性子核分裂による U-235 の核分裂での (=0.64%) の約 1/3 であるが、反応度の投入に伴う原子炉出力の変動の仕方は に対する反応度投入量の比の大きさによって決まることから、この比の大きさが同じであれば原子炉出力を変化させる程度は、軽水炉、高速増殖炉を問わずほぼ同じとなる。したがって、高速増殖炉においても、反応度投入量を適切に設定することにより、軽水炉と同様に原子炉出力を制御することができる²⁷。

²⁵ 軽水炉では 10^{-5} 秒の桁、高速炉では、中性子の減速過程の時間が短いので、 10^{-7} 秒の桁。

²⁶ 高速中性子による Pu-239 の核分裂での遅発中性子の割合 (=0.21%) は、熱中性子核分裂による U-235 の核分裂での (=0.64%) の約 1/3 しかない。だが、高速炉では 値の大きい U-238 の核分裂の寄与が大きく、U-235 や Pu-241 の寄与もあるので、原子炉としての実効 値は高速炉は軽水炉の約 1/2 で、確かに小さいが、ドル反応度に着目して制御すれば安全に運転できる。

²⁷ 反応度 k と実効 値の比をドル (\$) と名付け、その 100 分の 1 をセント (¢) と呼んでいる。反応度が 1 \$ は即

自己制御性（負の反応度係数）

原子炉は通常、反応度が加わって出力や冷却材温度が上昇すると、負の反応度が働いて原子炉の出力や冷却材温度が抑制されるメカニズム、すなわち、自己制御性を有している。

ドブラー効果（負の燃料温度係数）

核燃料の温度が上がると U-238 による中性子の吸収の幅が広がり、吸収が増えて負の反応度が作用する。軽水炉より熱中性子割合が少ない分、効果が大きくはないが、出力増加が直接的に負の燃料温度係数として効果を表すので効き目は速い。

炉心膨張

核燃料温度が上昇すると燃料密度が下がり負の反応度が入る。炉心が膨張し、特に軸方向の膨張が大きい。

正の反応度要素と配慮

高速増殖炉であるがゆえの正の反応度要素もあるため、高速増殖炉の設計に際しては、その特性を十分に考慮に入れ、その要素が顕在化するおそれのない設計がなされねばならない。その上で、念のための対策として、正常な運転範囲を大きく逸脱した場合、さらに反応が進んで炉心溶融や崩壊に対して、この要素がどのように影響するか検討されている。

Na ボイド効果

Na の沸点（大気圧での飽和温度）は 881 に対して、冷却材 Na の炉心出口温度は 600 以下であり、通常運転時に沸騰することはなく、また、異常な過渡変化に対しても、十分な温度余裕がある。したがって、冷却材のボイドが炉心特性として運転に影響を与えることはない。しかし、過酷な事象を仮定するなどして、冷却材が沸騰して炉心に蒸気泡（ボイド）ができると、Na の中性子吸収がなくなること及び中性子減速の低下で先述の中性子再生産率が増加することにより正の反応度効果をもつ。小型の原子炉ではボイドが出来ると中性子が衝突せずに炉外に洩れる負の反応度効果が上回るので負の反応度となる。ある程度大型の炉になると中性子の洩れの増加よりも値の増加と中性子吸収がなくなる効果が上回る。軽水炉ではボイドは中性子の減速が落ち、負のボイド効果となるが、大型高速炉では正となる領域がある。

炉心収縮

軽水炉の炉心は、中性子を減速することで核分裂を起しやすくするため、減速材でもある冷却水と核分裂性物質（U-235）との割合を所定の比率に維持することで出力運転が可能となるような設計となっている。これに対して、増殖を主たる目的とする高速増殖炉の場合は、減速が不要なので、減速のために核燃料物質（Pu-239 と Pu-241）と冷却材の割合を所定の比率に維持する必要がない。従って、過酷な事象を仮定するなどして、炉心が溶融とか変形して縮まると反応度が増すことになる。

原子炉停止系

高速増殖炉では、万一異常が発生した場合に確実かつ高速に原子炉を停止することを考

発臨界を意味するので、1 \$ に近くならないように設計・運転をする点では、高速炉も軽水炉も同様である。

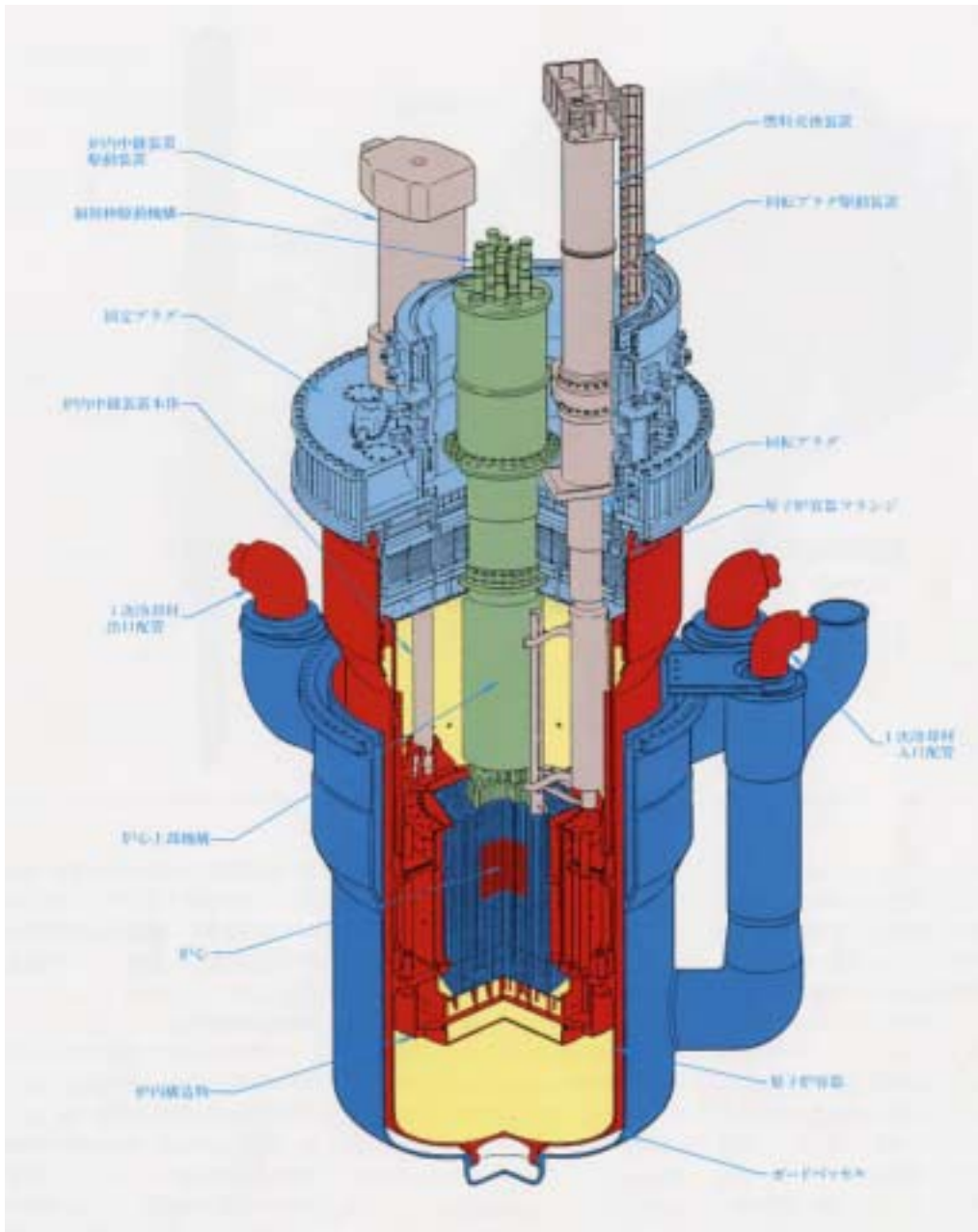
慮して、安全制御棒とそれとは独立した別系統の後備（バックアップ）停止系が備えられている。

（３）ナトリウム冷却プラントの構造

FBR 開発の初期において、水銀やナトリウム・カリウム合金(NaK)が採用された場合を除いて全て Na 冷却である。その理由は、先に述べた通り、Na の質量数は 23 と大きく中性子減速能が小さいので、中性子を高速のまま核分裂させる高速増殖炉の冷却材として適していることである。その上、Na は資源が豊富で安価な上、優れた伝熱・流動的物性を備えていることにある。特に、沸点が高いことは、特段の加圧を必要としない低圧の冷却システムが可能となる。加圧していないので、配管が破れても減圧沸騰で冷却材が喪失することがなく、軽水炉における ECCS 設備は不要となる。高温運転による高い熱サイクル効率（発電効率 40%台）が可能であり、自然循環による崩壊熱除去も容易となる。構造材・被覆材については、コールド・トラップを用いて Na 中の溶存酸素を 10ppm 程度に下げれば、比較的安価なオーステナイト系ステンレス鋼（18%Cr-8%Ni）との共存性が非常に良くなる利点がある。従って、Na は FBR 開発の経緯での総合的見地から最適の冷却材として定着している。

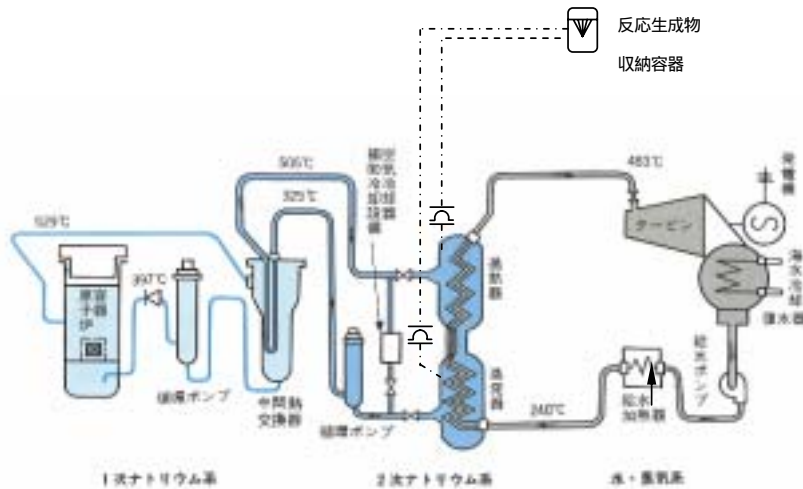
図 4.2.3.1 は「もんじゅ」の原子炉本体概略図である。Na の問題点として化学的活性が強いことがある。空気に触れて燃焼するので、Na と直接接触する自由液面は不活性ガスであるアルゴンガスでカバーし、万一、Na が洩れた場合に備えて、原子炉容器の周辺はガードベッセル（保護容器）を配して、Na 液位の低下を防止して炉心が露出しないようにしている。また、原子炉室や原子炉系配管区画などはライナ鋼板で内張りし窒素を封入した密閉区画にし、漏えいに対する燃焼防止と放射能閉じ込め対策（更に格納容器がある）を講じている。また、Na・水反応では、 H_2O から酸素 O を奪い水素 H_2 を遊離させるが、激しい反応に伴う反応熱（高温）の発生と水素ガスによる圧力の発生がある。さらに、この水素が空気と適度の混合条件下になれば爆焼する可能性がある。従って、1 次（原子炉）Na 系との間に 2 次（中間）Na 系を設け、放射能を帯びていない 2 次系 Na で蒸気発生器を通し 3 次系（タービン）の水・蒸気を加熱している。図 4.2.3.2 は「もんじゅ」発電プラント系統概略図を示している。我が国を含め各国では、空気中の Na 燃焼及び Na・水反応に関しては豊富な実験データに基づいて蒸気発生器を設計している。即ち、高圧蒸気が伝熱管の損傷により 2 次系 Na 中に漏洩した場合、発生水素を検出しプラント停止、蒸気発生器の隔離、蒸気発生器内の水を高速放出系、大量水素が発生時には自動的に膜破裂（ラブチャーディスク）と自動点火で水素を安全に燃焼・放出させる装置を備えており、前記の問題点は解決されている。

図 4.2.3.1 「もんじゅ」原子炉本体の概略図



[出典] 核燃料サイクル開発機構パンフレット「高速増殖原型炉もんじゅ」

図 4.2.3.2 「もんじゅ」の発電プラント系統概略図

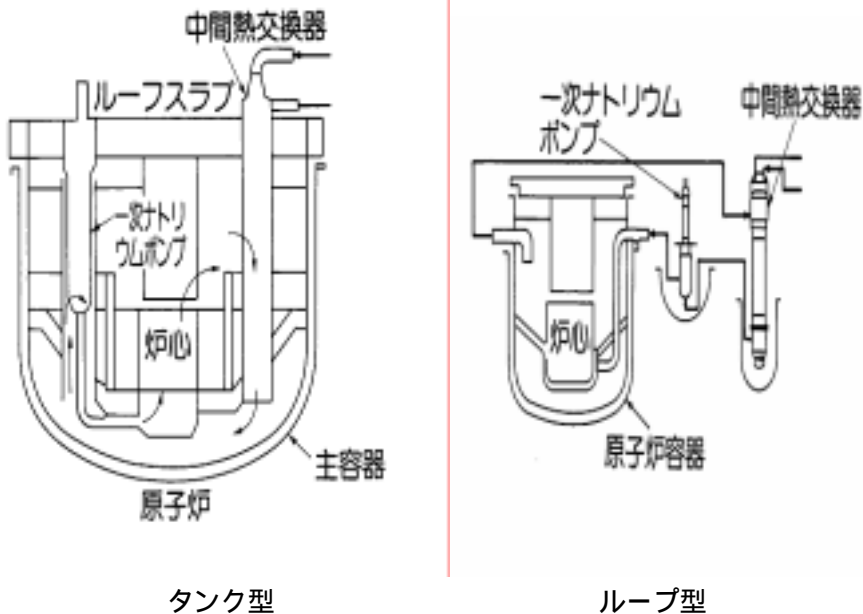


[出典] 核燃料サイクル開発機構パンフレット「高速増殖原型炉もんじゅ」

プラントの熱輸送系には、図 4.2.3.3 に示すように、原子炉 Na 系の循環ポンプと中間熱交換器をまとめて炉容器内に収容するタンク型、及び、炉容器から切り離して配管で結ぶループ型があり、「もんじゅ」は後者である。タンク型はシステムがコンパクトになるが炉容器が大型となり、耐震性等に問題が残る。ループ型は機器の点検補修は容易になるが、熱応力を避けるため配管の引き回しが長くなる傾向があり、プラント全体としては大型となる。そこで我が国の実証炉としては、機器をサテライトタンクに納め、タンク群を上部から逆 U 字配管で結ぶトップエントリー型が候補として提案・検討され、要素試験が行われてきた。しかし、現状では、実用化戦略調査研究の中で見直しが図られ一候補として検討されることになる。

FBR が経済性を向上させる大きな要素は、格納容器を含むプラントサイズの縮約・簡素化であり、軽水炉と較べて物量増加要因となっている 2 次系の取り扱いがポイントであろう。実用化に向けて、二重管蒸気発生器や中間熱交換器・蒸気発生器・ポンプなどの機器合体による 2 次系の簡素化など種々の経済性向上を目指す提案・検討が行われている。Na 冷却では電磁ポンプの採用も可能である。また、免震の採用による自由液面揺動の抑制や機器・配管など構造物の軽量化も今後の重要な検討課題ある。

図 4.2.3.3 ループ型とタンク型の1次系ナトリウム冷却系構成



[出典] 堀雅夫監修「基礎工学炉工学」

(4) ナトリウム以外の冷却材の選択肢

後で述べる通り、目下、核燃料サイクル開発機構を主体とした FBR サイクルの実用化戦略調査研究が行われている。当然、種々の可能性や提案について、比較選択研究がなされよう。しかし、MOX 燃料・Na 冷却以外の路線は評価データが十分とは云えず、萌芽的な研究段階の提案もある。仮に、核燃料サイクルの観点から金属燃料や窒化物燃料が採用された場合でも冷却材は Na の有利性は変わらないのではないと思われる。

例えば、水とも Na とも激しい反応はしない冷却材としては、鉛(Pb)や鉛・ビスマス(Pb-Bi)が有望視されている。だが、Pb 冷却又は Pb-Bi 冷却では、Pb の沸点が約 1700 と高いため正のボイド反応度効果の問題は回避できるが、比重が 11 (液相: 600 の Pb で 10.3) と大きいための耐震問題や過大なポンプ動力や大きな浮力による制御棒挿入問題、高温での材料腐食性など大きな問題点も多い。確かに、ロシアでの潜水艦用炉としての実績はあるようだが、300 以下に使用温度が制限され、軍用のため熱効率は度外視されている。商業発電用となれば、高熱効率を得るため 550 程度の高温が要求される。何よりもまず、高温での構造材との長期共存性の確認が先決である。また、Pb の融点が高い(約 327) 難点は、Bi との合金(44%-Pb・56%-Bi)により融点は約 125 まで低下するが、Bi が入ると中性子が当たってポロニウム Po-210 となり、放射能(半減期: 138 日)を帯びる難点が生じる。

(5) 仮想的炉心崩壊事故 (HCDA²⁸) をめぐる論議

高速増殖炉におけるいわゆるシビアアクシデントに相当する事象は、歴史的には炉心崩壊事故 (CDA) と呼ばれ、開発の初期段階から広範な研究が行われてきた。高速増殖炉は、常圧システムなので冷却材喪失事故を想定する必要がないが、大型炉の中心部ではボイド反応度係数が正となること、および、核燃料が、反応度が最大になる体系に配置されていない炉心設計であるなどの特徴がある。これらの特徴を踏まえて、議論の対象になってきたが、CDA は設計段階で想定されている各種事故を大幅に超える事象、すなわち仮想的炉心崩壊事故 (HCDA) として位置付けられている。

電気出力が数 100MW 以上の大中型高速増殖炉においては、ボイド反応度がプラスとなる領域がある。運転時の局所的な Na 最高温度が 600 以下で、沸点 880 には 300 程度の余裕があり、設計基準事故 (DBA) 対象の流量喪失 (ポンプ全台停止) 時にも制御棒挿入により Na 沸騰は防止されるとともに、炉心冷却は確保される。しかし、万一、流量喪失時に制御棒挿入が不能となった場合 (ULOF²⁹) は、燃料溶融と Na 沸騰による正の反応度効果で炉心崩壊事故 (CDA) に至ると考えられる。このような事故は発生確率が低く、各国とも規制では仮想的炉心崩壊事故 (HCDA)、すなわち、設計基準外事故³⁰ (BDBA) として位置付けて、発生する機械的エネルギーを炉容器強度が受容可能であることを評価している。対象事象としては、ULOF の他、制御棒が異常に引き抜かれるような過渡過出力時に制御棒挿入が不能となった場合 (UTOP³¹)、局所的燃料破損事故、1 次主冷却系配管の大口径破損による炉心の液位低下などがあるが、ULOF が最も厳しいと考えられる。

要するに、CDA は十分な安全余裕をとる設計基準事故ではなく、軽水炉のシビアアクシデントと同様に、適度の安全余裕をとる設計基準外事故として位置付けることで世界中の FBR 専門家の合意が得られている。すなわち、設計基準を超えた領域がすぐに非常に危険な領域 (クリフ・エッジ：断崖) となっていないか、また、どの程度の現象かを、現象を正確に理解することで確認しておくための研究が行われてきた。近年の CDA に係る現象の正確な把握と評価手法の高度化により、CDA においても、ほとんど機械的エネルギーが発生しないか、発生するとしても極めて小さくなるであろうという評価が出てきている。

「もんじゅ」と同規模の SNR-300 では、1980 年代に当時のドイツ国内における政治的対立もあって、大きな安全論争が起こり訴訟にもなった。ドイツ原子炉安全委員会 (RSK) は米、仏、英、日などの専門家からなる会議を召集し、反対派の計算の誤りを指摘した。連邦政府の場での論争は一応決着し裁判も推進する連邦政府側が勝訴したが、1991 年連邦政府は、ドイツ統一に伴う財政負担増を理由に SNR-300 計画の中止を発表した。安全性に問題があったからではなく、反対する地元州政府の運転許可拒否と連邦政府予算逼迫のための論争に終止符が打たれた。

残念ながら、日本では「もんじゅ」が控訴審判決 (二審裁判) で国が敗訴の結果となったが、その点は後述する。大型の実用炉でも原子炉停止系の高信頼化や設計上の工夫により CDA の発生確率を下げうるとの見通しであるが、実用化に向けて現象の正確な把握と

²⁸ HCDA: Hypothetical Core Disruptive Accident、また、CDA: Core Disruptive Accident。

²⁹ ULOF: Unprotected Loss Of Flow。制御棒の挿入によって保護されない流量喪失 (ポンプ停止) の意味。

³⁰ 現実的なモデルで放射性物質の過大な放散に対する安全裕度を確認する。BDBA: Beyond DBA。

³¹ Unprotected Transient Over Power。

評価手法の高度化と並んで物理的に CDA 時の機械的エネルギーの発生を出来るだけ排除できるメカニズムや自己作動型停止機構などによる安全性のより一層の向上が今後の重要な研究課題である。

4 2 - 4 高速増殖炉の建設と「もんじゅ」ナトリウム洩れ事故

(1) 実験炉「常陽」と原型炉「もんじゅ」での研究開発

我が国では日本原子力研究所(原研)の設立に伴い、1957年頃から原研を主体にメーカーや電力が協力して研究開発が始められ、1960年代より手掛けられてきた高速増殖実験炉の設計とマンパワーは1967年に発足した動力炉・核燃料開発事業団(動燃)³²に引き継がれ、「常陽」の建設となって1977年には臨界を達成し稼動を始めた。今日まで2度の炉心の改造を経て、高速中性子を利用した燃料や材料の照射試験を主体とする多くの研究成果を挙げてきた。熱出力は当初5万kWが現在14万kWに増大されているが、発電炉ではなく、2次系Naに伝えられた熱は空気冷却の主冷却機を通して大気中に放出されている。従って、蒸気発生器やタービン発電機は備えていない。

原型炉「もんじゅ」の設計は、実験炉「常陽」の設計および建設と並行して進められた。1970年に敦賀市白木地区に用地を選定、1983年5月に原子炉設置許可、1985年建設を開始、1994年4月5日初臨界を達成した。引き続き、臨界試験、炉物理試験、核加熱試験等を実施、1995年8月29日には電気出力5万kW(定格出力の18%)の送電に成功した。原型炉とはプロトタイプの語源からして、そのまま大型化すれば実証炉や実用炉になると云う意味合いである。一部に「もんじゅ」は原型炉と云えるのかとの議論はあるが、現状では最も実績の豊富な酸化燃料およびNa冷却の路線が踏襲される限り、仮に炉型がループ型からタンク型に替わるとも、技術的には共通要素が多い。その意味では原型炉と云えよう。発電炉としては研究開発段階の炉と位置付けることもできよう。

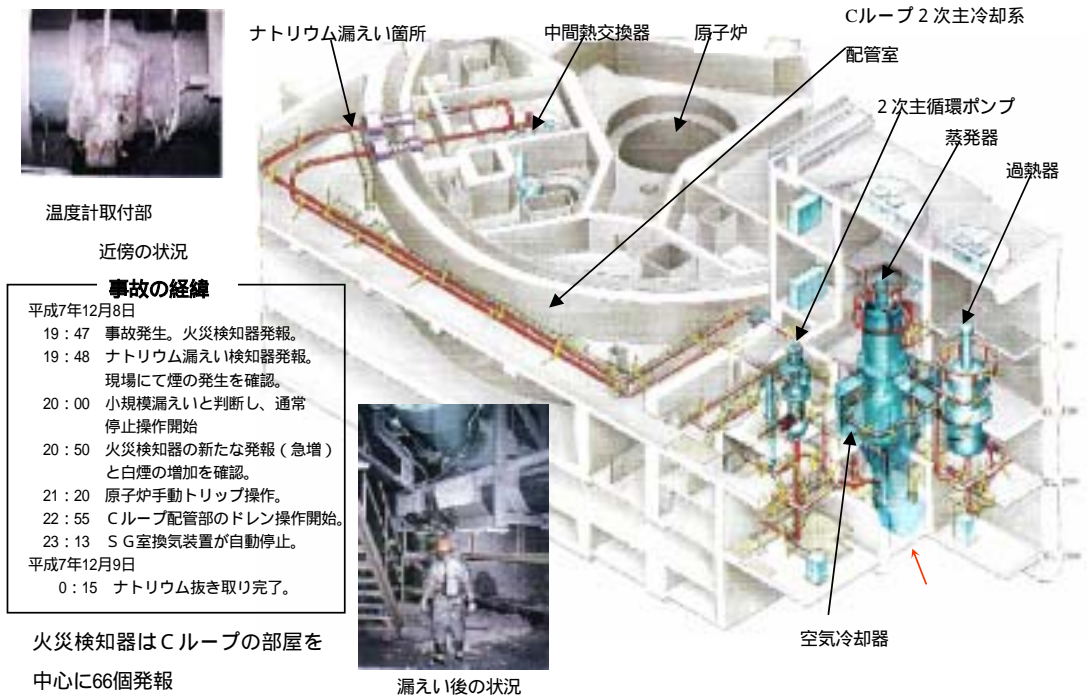
(2) 「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故の概要

1995年12月8日、性能試験の一環としてトリップ(停止)試験を行う準備のため出力上昇中、電気出力約40%で、A、B、Cと3ループある2次主冷却系Cループの中間熱交換器出口側配管にある温度計から約3時間半にわたり2次系のNa約0.7トンが漏えいした。図4.2.4.1にNa漏えい事故の概要と「もんじゅ」2次Na冷却系統の鳥瞰図を示す。原子炉を手動で停止した後、Cループ配管内のNaを抜き取り、漏えいを止めた。2次主冷却系Na漏えい事故では、原子炉は安全に停止され、その後の崩壊熱除去運転は、ドレンしたCループを除く他の2ループにより正常に行われた。

漏えいの箇所については、中間熱交換器出口温度計さやの細管部が破損していることが判明し、当該温度計さやから配管室内にNa漏えいが発生したと判断された。なお、折れた温度計さやの細管部は、2次主冷却系Cループ過熱器で見えられ回収された。漏えいしたNaにより、漏えい部真下の換気ダクト、グレーチング(点検歩行用足場の簾の子で鋼鉄製)が損傷し、床ライナ上にNa化合物が堆積していた。床ライナについては、熱膨張に伴う変形が認められ、ごく一部分で板厚減少(最大約1.5mm)が認められたが健全性は確

³² 現在は核燃料サイクル開発機構

図 4.2.4.1 「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故と2次 Na 冷却系

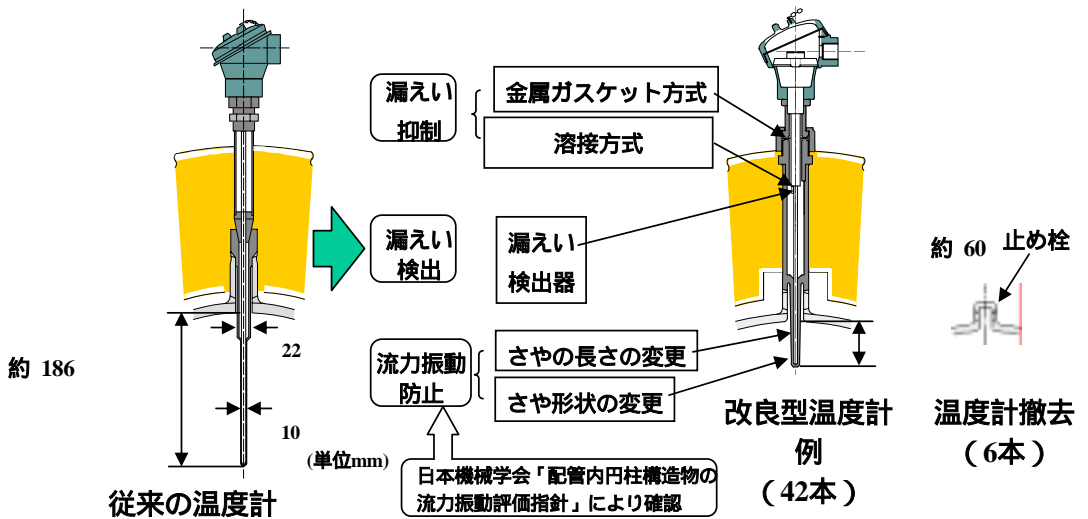


[出典] 核燃料サイクル開発機構「高速増殖原型炉もんじゅ2次主冷却系ナトリウム漏えい事故について
原因調査結果のまとめ」平成9年2月

保されていた。漏えい部近傍のコンクリートについては、表面の一部が熱の影響を受けていたが、強度等への影響はなかった。原子炉補助建物内部には Na 化合物(エアロゾル)が拡散したが、2次系のAループ及びBループへの影響はなかった。

図 4.2.4.2 は2次 Na 冷却系の事故時の温度計と改善計画を示している。破損した温度計のさや管はステンレス鋼 (SUS304) 製で、測定端側は温度の応答を良くするため外径 10mm と細径だが、付け根側は外径 22mm と太径で、その段付部は本来は適当なテーパ (傾斜) をとるべきところが、実際には細径への接続部丸み (R) がほとんどゼロで、応力集中を受け易い形状となっていた。従って、Na の流れの中で、さや管がその下流に発生する対称渦により抗力が生じて、流れと垂直方向に振動するが、固有振動数との関連で特定の流速域で細径部の振動が大きくなる。この流力振動による高サイクル疲労と応力集中の結果として温度計のさや管細径部付け根部での破損となり Na 漏えいの直接の原因となった。改造計画では、3ループで合計 48 本ある温度計を、不要の 6 本は撤去し止め栓をし、42 本については、さや管を短くして段付き部をなくしてテーパ形状に変更する改良型を採用している。なお、一次系は当初から短い先端部だけが測定用に細くなった構造で、変更の必要はない。製造者の品質管理や発注者の管理を含む品質保証体制の見直しが図られた。

図 4.2.4.2 2次 Na 冷却系の事故時の温度計と改善計画



ナトリウムの流れによる振動を防止するため、温度計さやを短く、テーパ形状にした改良型温度計に42本は交換し、6本は撤去する

[出典] 核燃料サイクル開発機構「高速増殖原型炉もんじゅ ナトリウム漏えい対策等に係る工事計画について」平成13年1月

図 4.2.4.3 国際原子力事象評価尺度

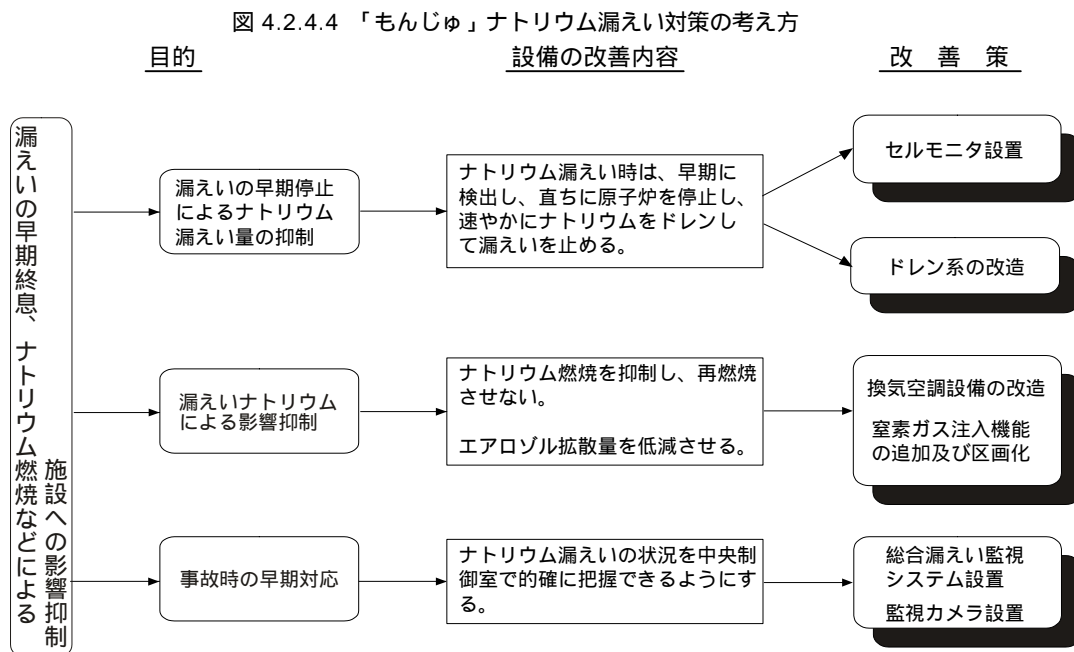
	レベル	基準1 所外への影響	基準2 所内への影響	基準3 深層防護の劣化
事故	7 (深刻な事故)	放射能物質の重大な外部放出 よる去(3) 単量で数万TBq 相当の放射能物質の外部放出		
	6 (大事故)	放射能物質のかなりの外部放出 よる去(3) 単量で数千から数万 TBq相当の放射能物質の外部放出		
	5 (所内へのリスクを伴う事故)	放射能物質の確られた外部放出 よる去(3) 単量で数百から数千 TBq相当の放射能物質の外部放出	原子炉の炉心の重大な損傷	
	4 (所内への大きなリスクを伴わない事故)	放射能物質の少量の外部放出 公衆の個人 dose mSv 程度の 範囲	原子炉の炉心のかなりの損傷 / 燃料芯の乾死型事故	
	3 (重大な異常事故)	放射能物質の極めて少量の 外部放出 公衆の個人 dose 十分の数 mSv 程度の範囲	所内の重大な放射能物質による汚染 / 急性の放射能障害 を主とする健康上の事故	深層防護の喪失
	2 (異常事故)		所内のかなりの放射能物質 による汚染 / 通常の年間線量 を超過する健康上の事故	深層防護のかなりの劣化
	1 (過誤)			運転制御措置からの逸脱
異常な事象 尺度以下	0 (尺度以下)		安全上重要ではない事象	0+ 安全に影響を与え得る事象 0- 安全に影響を与えない事象
	(評価対象外)		安全に関係しない事象	

[出典] 経済産業省ホームページ「原子力を知る」

図 4.2.4.3 は国際原子力事象評価尺度を示す。Na 漏えい事故と云うことで大きく報道されたが、2 次系 Na なので放射能の環境への放出はなく図のレベル 0 の事象に相当するが、原子炉を直ぐに止めて、ナトリウムをドレンしなかったなど手順書の不備などが指摘され「安全文化の欠如」の観点から評価が+1 厳しくカウントされ、レベル ~ の最低レベル（運転範囲からの逸脱）と評価されている。また、事故直後のビデオ隠しなど、旧動燃の不適切な対応により社会問題となった。従って、当時の所管省庁である科学技術庁は、事故原因調査に引き続いて安全性総点検を行い、当該事故原因以外にも安全上問題となる共通要素を洗い出す旧動燃の自己点検を踏まえて、検討結果をまとめた。すなわち、事故の再発防止とともに、万一の事故に対しても十分な安全対策がなされていることを確認している。

(3) 「もんじゅ」改造計画

国の事故調査と安全性総点検を受けての改造計画は、安全審査を終えている。2 次系 Na 漏えい時に漏えいを早期に終息させ、Na の燃焼などによる施設への影響をより一層抑制するため、以下の対策が行われる予定となっている（図 4.2.4.4 参照）。



[出典] 核燃料サイクル開発機構「もんじゅ ナトリウム漏えい対策等の工事概要」平成 12 年 12 月 8 日

漏えいを早期に停止し、漏えい量を抑制する対策

セルモニタの設置

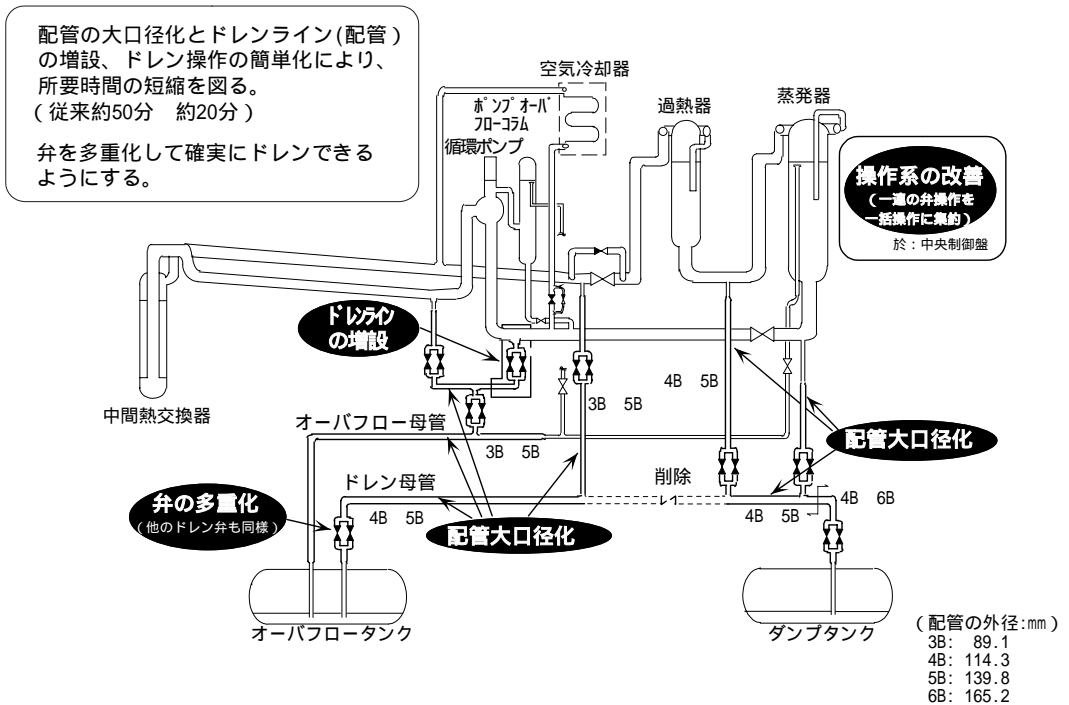
2 次系配管や機器からの空気雰囲気への Na 漏えいを早期かつ確実に検知するため、各部屋に煙感知器と熱感知器で構成される検知システム（セルモニタ）を設置する。

ドレンシステムの改造（図 4.2.4.5 参照）

ドレン所要時間を短縮して漏えいを早期に停止させるため、2次冷却系について Na ドレン配管の追加、既設ドレン配管の太径化、ドレン弁の多重化のほか、一連の弁操作を一括して行えるようにするなど、運転操作を速やかに行えるよう操作系の改善を行う。

なお、その他 Na 系統のドレン弁についても、Na 漏えい時の操作性を向上し、中央制御室からドレンが可能なよう一部の弁について電動化などの改造を行う。

図 4.2.4.5 「もんじゅ」2次系冷却系ドレン系統の改造



[出典] 核燃料サイクル開発機構「もんじゅ ナトリウム漏えい対策等の工事概要」平成 12 年 12 月 8 日

漏えい Na による影響を抑制する対策

換気空調設備の改造

Na 燃焼抑制及びエアロゾル拡散抑制のため、Na 配管や機器が設置された部屋(空気雰囲気)の換気空調設備について、セルモニタの信号により自動停止するようインタロック変更するほか、他区画との通気を抑制するための逆止ダンパなどを設置する。

窒素ガス注入機能の追加

Na 燃焼の抑制と再燃焼防止のため、2次冷却系、炉外燃料貯蔵槽冷却系、2次メンテナンス冷却系の部屋には窒素ガスを注入できるようにする。また、窒素ガス注入を効果的に行うため、容積の大きい2次冷却系については建物内を各グループとも3区画に区画化する。

水分発生の抑制

事故の影響の抑制を図る対策として、コンクリートからの水分放出を抑制するため、壁・天井面に断熱材を設置する。

貯留室における熱的影響緩和

2 次冷却系貯留室について、大漏えい時の漏えい Na による熱的影響を緩和するためヒートシンク材を設置する。

事故時に運転員の判断を支援し早期対応を可能とする対策

運転員が現場の状況を迅速に把握できるよう、Na 配管や機器が設置されている空気雰囲気の一部屋に監視カメラを設置する。

総合漏えい監視システム

Na 漏えい発生時に運転員が事故状況を把握することができるよう、中央制御室に Na 漏えいに関する情報（監視カメラ映像、セルモニタ、火災検知器、Na 漏えい検出器の信号など）を一括表示及び監視できる総合漏えい監視盤を設置する。

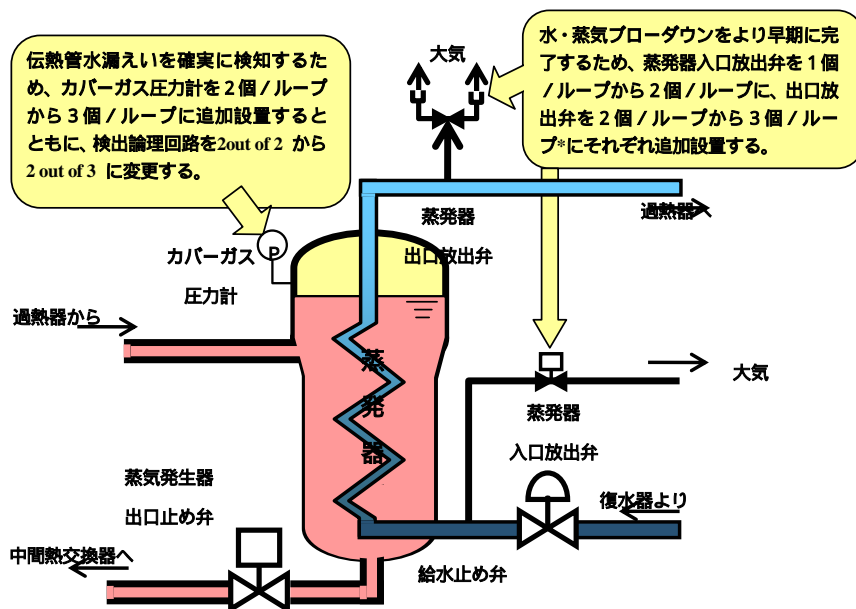
蒸気発生器伝熱管破損対策の改善（図 4.2.4.6 参照）

カバーガス圧力計の追加

水蒸気急速放出（ブローダウン）弁の追加

蒸発器の出入口の弁を追加し、伝熱管破断時に蒸気側を急速蒸気放出により減圧し、Na・水反応を緩和する。また、高温ラプチャの発生防止をより確実にする。

図 4.2.4.6 蒸気発生器伝熱管破損対策の改善工事



[出典] 核燃料サイクル開発機構「高速増殖原型炉もんじゅ ナトリウム漏えい対策等に係る工事計画について」平成 13 年 1 月

4 - 2 - 5 もんじゅ訴訟控訴審判決の技術的問題点

高速増殖炉「もんじゅ」の設置許可処分が無効を求める行政訴訟で、2003年1月27日、控訴審の名古屋高裁金沢支部は一審判決を覆して、原子炉設置許可の無効を言い渡し、国はこの判決を受けて最高裁判所に上訴した。ここでは、技術的問題に絞って、控訴審判決における争点を検証してみよう。判決自体が専門的な領域に踏み込んでおり、一般には内容が難解かも知れないが、安全性の論点が明確になるので記述することにした。

(1) 床ライナ(保護鋼板)の健全性

Na 漏れ事故に対しては、床にライナ鋼板(溶接性に優れた炭素鋼)を敷いてコンクリートを保護している。当初の安全審査では、507 の Na150m³ の大漏えいを想定³³、燃焼しても建屋の健全性が確保され、隣接ループとの系統分離³⁴が確保できることを確認している。なお、1995年のもんじゅ事故のような小漏えい(0.7m³)は、その趣旨から大漏えいの場合に包絡されると考えられていた。もんじゅ事故の後で行われた2回目のNa燃焼実験では、カメラの曇り防止目的で空気を燃焼面に吹き込んだ「ふいご効果」と狭い燃焼室でのコンクリート壁が高温となり、過剰な水分放出で苛性ソーダ(NaOH)が大量に生成され、溶融塩型腐食³⁵でライナ鋼板が破損した。

控訴審判決ではNa化合物による床ライナ腐食の知見を容れたライナ健全性確認をしていないことが当初の審査の過誤・欠落とされた。実際のもんじゅ事故では、厚さ約6mmのライナが部分的に最大1.5mmの減肉を受けたが機能は十分確保されたし、外国での事故例や国内外の多数の実験でもライナ破損の事例の報告はない。大漏えいではNaが保護層となり、鋼板上を流れて回収されると想定されている。

また、控訴審判決では、1985年の設置変更許可申請書添付書類(十)中、「漏えいしたナトリウムとコンクリートの直接接触を防止するために、床面に鋼製のライナを設置し、」とあり、解析結果では「内圧上昇は約0.22kg/cm²で、原子炉補助建物当該室の耐圧0.6kg/cm²G以下にとどまる。また、床ライナの最高温度は460で設計温度530以下にとどまる。」とある記載内容を挙げて、核燃料サイクル開発機構の実験による燃焼温度等の解析温度がこれらの値を大幅に上回るのも、この評価、判断についても過誤、欠落があったとされた。しかしながら、当該申請書に示された温度は、小漏えい時の局所的な温度ではなく、大漏えい時に安全上最も重要な圧力上昇を評価するための計算値であり、Naがライナ全面に広がった場合にも熱膨張で床ライナが壁と干渉せず、本来のNa保持機能を確保することを確認するための解析温度であった。事故想定での漏えいNa温度は507だが、大規模なNa燃焼による酸素濃度低下とライナ鋼板の熱容量を考慮して460としたことは妥当である。

原子炉やポンプや中間熱交換器など1次Na系は、胴部厚さ38mmの鋼製の頑丈な格納容器内に収納され、約1.5mの空隙を置いてその外側に円筒部厚さ約1.6m以上の(4層の

³³ 定格運転温度505 + 計測誤差分2

³⁴ 三系統の冷却系が、事故が起きても互いに機能独立性を保つこと。いずれか一つで崩壊熱除去が可能である。

³⁵ 強い酸化力を持つ過酸化ナトリウム(Na₂O₂)が存在する高温融体(この場合NaOH)中で、鉄等が直接過酸化化物イオン(O₂²⁻)により酸化され、腐食生成物が融体中に容易に溶解することで激しく進行する腐食形態をいう。NaFe複合酸化型腐食に比べて著しく腐食減肉速度が速くなる。

鉄筋入り) コンクリート製遮蔽壁で取り囲んでいる。Na 漏えいはその外側で起きた。また、各ループの隔壁も厚さ約 1 m の鉄筋コンクリートである。仮に、ライナが破損しても小漏えいでは大事に至らない。Na とコンクリートの反応実験 (1973 年米国ハンフォード研究所) 例では、Na が燃焼中はコンクリート成分の水と反応して発生した水素も燃焼する。また、4 トン強の Na がコンクリート床で燃焼したドイツの火災でも水素爆発は起こっていないし、大量の Na を扱う Na 製造工場でも床ライナは設けられていない。(Na 燃焼実験や火災事例の詳細について参考文献 5) を参照)

なお、念のため、改造計画では、Na 漏えい検出後は迅速かつ確実に Na をドレン回収できるように、配管を太くし、弁を並列二重化するとともに、必要に応じて窒素ガスを注入して燃焼抑制に対処できるように改善がなされている。

(2) 蒸気発生器の伝熱管 (細管) 破損

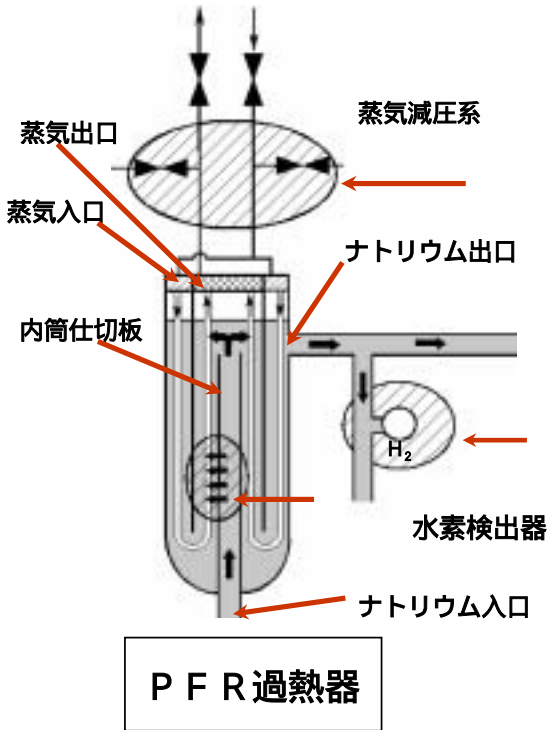
当初の安全審査では、旧動燃の蒸気発生器安全性総合実験装置 SWAT³⁶での実験結果を踏まえて、ウェステージ型破損³⁷を考慮し、4 本相当の伝熱管³⁸の完全破損を想定して安全解析を行っている。1987 年、英国の原型炉「PFR」で起きた事故では、伝熱管が管内の高圧蒸気による内圧破裂型の高温ラブチャと呼ばれる伝熱管破損伝播によって、40 本が連鎖的に破損した。PFR では、Na が上昇流と下降流の間の仕切り板の接合不具合から Na バイパス流が生じて伝熱管群が振動し磨耗減肉、また、蒸気漏えい時に Na-水反応で発生する水素を検出する装置が故障したまま運転を継続していた。さらに、もんじゅでは伝熱管破損が生じた場合には、蒸発器と過熱器とも出入り口に高速蒸気排出弁があり、蒸気側を高速で減圧し、蒸気の Na への流入量を極力減らすようになっているが、PFR では水素検出器故障により伝熱管破損の検知が大幅に遅れた上、過熱器に高速蒸気排出弁がなく、伝熱管群振動による事前の減肉とあいまって、高温ラブチャによる多数の伝熱管破損伝播が起きた。高温ラブチャが起きたことだけが注目されがちだが、PFR では過熱器の圧力開放板 (設定圧力を超すとラブチャ・ディスクと呼ばれるステンレス鋼の薄板が破断して圧力が抜ける受動的機能の安全装置) が働いて終息。過熱器の管束部ごと交換して半年後に運転を再開している。図 4.2.5.1 に PFR ともんじゅの蒸気発生器の相違を示す。

³⁶ SWAT : Sodium Water Reaction Test で伝熱管破損を想定した Na・水反応実験装置。

³⁷ Na・水反応ジェットによる外表面からの高温腐食による伝熱管の浸食

³⁸ 当該破損の 1 本の伝熱管とその周辺部の 3 本を合わせた 4 本の完全破断を想定。

図 4.2.5.1 英国 PFR の事故原因と「もんじゅ」の設備



事故時の PFR の設備	もんじゅの設備
内筒の仕切板隙間からの流れが伝熱管を振動	内筒は溶接による管構造で隙間無し
事故当時、水素検出器が故障したまま運転した	水素濃度が監視できない状態では運転しない
過熱器に高速減圧系 ^(*) が未設置	全ての蒸気発生器に高速減圧系 ^(*) が設置
(＊) 高速減圧系 伝熱管破損時に高速で水・蒸気を排出することを目的とする動作の速い弁を用いた大容量の減圧系統。	

英国では改善策を実施して運転再開 もんじゅでは設備対応済み

[出典] 核燃料サイクル開発機構「蒸気発生器の安全対策及び事故対策」 平成 14 年 2 月 13 日
 文殊安全性調査検討専門委員会資料

控訴審判決は、もんじゅの安全審査で高温ラプチャが考慮されていないと指摘するが、そもそも、PFR の事故は PFR 固有の事故であるし、もんじゅでは高温ラプチャ型の破損伝播は起こりがたいと判断されていた。また、もんじゅで考え得る伝熱管破損伝播は設置許可申請書記載の 4 本破損に包絡されていると考えられていた。なお、もんじゅ事故後の総点検を踏まえた改造案では、安全余裕を増すため、高速蒸気放出弁等の増設を計画、その設置変更許可申請に対する安全審査では、念のため、最近の知見も踏まえても高温ラプチャ型の破損伝播は起きないことを確認している。

伝熱管が破損すると Na-水反応で発生する水素でカバーガス圧力が上昇、3 個の圧力計が伝熱管破損を検出して、原子炉プラントが停止する。万一、最大限の伝熱管破損伝播が起きても、蒸気発生器内圧が 3 気圧上昇すると圧力開放板が破裂する。その信号で循環ポンプが自動停止、数秒後には制御棒が挿入され、原子炉は自動停止する。発生した水素は反応生成物収納容器（図 4.2.3.2 参照）でナトリウム等と分離され、点火器で燃焼して大気に放出され、事故は終息する。

「水素気泡が中間熱交換器を突破して炉心に到達、核暴走に至り得る」とする控訴審判決のシナリオは非現実的な仮定を重ねたものである。図 4.2.3.2 で分かるように、発生水

素は循環ポンプが停止した約十 m もの長さの 2 次系 Na 配管中を移動する必要があり、さらに、仮に中間熱交換器の伝熱管が破れたとしても、循環ポンプが停止した 1 次系配管を伝って炉心に至り、さらに、スクラム停止状態の（制御棒が挿入され停止した）原子炉が気泡通過による正のボイド効果で暴走することはあり得ない。

（３）炉心崩壊事故

高速増殖炉の安全審査は、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に基づき、基本的には軽水炉の安全設計評価指針を参考として行われるが、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」は、事故より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象（炉心崩壊事故を含む）についても、高速増殖炉の運転経験が少ないことを考慮して、「その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行い、放射性物質の放散が適切に抑制されていることを確認する」としている。これに基づき、旧動燃は、最も厳しい起因事象として、制御機能喪失時冷却材流量減少事故（ULOF）を想定している。すなわち、3 台ある炉心冷却ポンプは全部停止、制御棒も効かず炉停止に失敗、炉心核燃料が溶融するシナリオで安全解析している。

このような極めて厳しい条件をあえて仮定している場合には、出力と温度が高い炉心部分から冷却材 Na の沸騰と燃料の溶融が開始し、やがて炉心崩壊周辺部において、溶融燃料との熱的相互作用で冷却材 Na の一部が急激に沸騰し、正のボイド反応度効果で一時的な即発臨界となり、過出力で炉心崩壊が起こる。燃料が分散して、炉心外に放出されると反応は停止する。コンピュータによる設置許可申請当時の解析では、当該即発臨界時の発生エネルギーを基に燃料の蒸発・膨張により計算された機械的エネルギーは、最大約 380MJ（メガジュール）と評価された。他方、原子炉容器はこれにさらに余裕を持たせた約 500MJ の機械的エネルギーに対しても破損が生じることはないとして評価された。このような事故に対しても放射能の散逸を防止できると評価され、これは安全審査においても妥当とされた。安全審査当時の知見での約 380MJ の値は現在の知見から見ると極めて保守的であり、その後の解析コードの進展等に基づく最新の再計算では約 110MJ に低下することが判明している。基本的な考え方や一般論については仮想的炉心崩壊事故の項で述べたとおりである。

（４）単一故障の解釈

安全評価審査指針には、「原子炉停止、炉心冷却および放射能閉じ込めという安全上重要な機能（基本的安全機能）別に、解析結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定して解析を行う」とある。これは、原子炉の「止める」「冷やす」「閉じ込める」の基本的安全機能に限って、特にその重要性に配慮したものである。

もんじゅ 2 次 Na 冷却系については、炉停止後の残留熱（放射性崩壊熱）除去機能をもつ空気冷却器補助冷却装置までが炉心冷却に関連するので対象となり、3 ループ中、1 ループは当該事故で使用不能、1 ループは単一故障を適用し炉心冷却不能と仮定し、残り 1 ループで炉心冷却が可能であることを審査する。下流の蒸発器と過熱器などは原子炉停止時には弁で切り離され、基本的安全機能に関係するものではないため、適用対象外である。単一故障について控訴審判決は、「被控訴人（国）の弁明のないまま軽率に結論を出すこ

とは差し控えなければならない」と述べつつ、指針の趣旨を誤解し、「少なくとも蒸気発生器伝熱管破損事故については、単一故障の仮定はされていない」と断じている。

(5) 安全確保の考え方

控訴審判決は、多重に設置された一連の安全装置が全て動かなくなるような可能性について、その確率を評価することなく定性的に起こりうると認め、安全審査が不十分であるとして許可処分を無効としている。しかし、このような論理は、リスクが少しでもあれば、これを認めない絶対的安全性を要求する考え方であり、現在の科学技術における安全確保の考え方を根本から否定するものである。控訴審判決は、多重防護の考えを無視して完全無欠なシステムを求めており、現在の最先端の科学水準に基づき、技術的観点から安全が確保しうると判断した専門家の英知は無視された形となっている。控訴審判決の考え方では、安全装置を何重にし、リスクを管理しても安全確保はなされないという帰結になる。

なお、安全審査は、基本設計ないし基本的設計方針を専門技術的観点から客観的に定められた合理的審査基準や指針に基づいて妥当なものかと慎重に判断するものであり、詳細設計や実際の運転に係る事項は審査の対象ではない。控訴審判決は、この点の理解も十分でない。

4 - 2 - 6 FBR 技術完成への道程と課題

(1) 国の原子力長期計画と「もんじゅ」の利用

原子力委員会は、ほぼ5年ごとに長期計画をまとめて方針を打ち出しているが、「もんじゅ」のNa漏えい事故後の2000年長期計画は、広い視野に立って従来の政策を再検討し、実用化の時期については柔軟になっているが、基本的な意義は変えていない。図4.2.6.1に「もんじゅ」での研究開発項目を示す。実証炉に向けては、「高速炉サイクル実用化戦略調査研究」による革新技術を含む路線の再評価を求めている。要点は次の通りである。

先進国の中でも特に際立った資源小国でもある我が国は、エネルギーの長期的安定供給に向けて資源節約型のエネルギー技術を開発し、日本及び世界における将来のエネルギー問題の解決を目指し、その技術的選択肢の確保に取り組んで行くことが重要である。高速増殖炉サイクル技術はそのような技術的選択肢の中でも潜在的可能性が最も大きいものの一つとして位置づけられる。

もんじゅの意義役割については、高速増殖炉懇談会等においてもこれまで検討されてきたところであるが、今後、発電プラントとしての信頼性の実証とその運転経験を通じたナトリウム取り扱い技術の確立と云う「もんじゅ」の所期の目的を達成することは他の選択肢との比較評価のベースともなることから、同目的の達成にまず優先して取り組むことが今後の技術開発において特に重要である。このことから、原型炉「もんじゅ」は我が国における高速増殖炉サイクル技術開発の中核として位置付け、早期の運転再開を目指す。

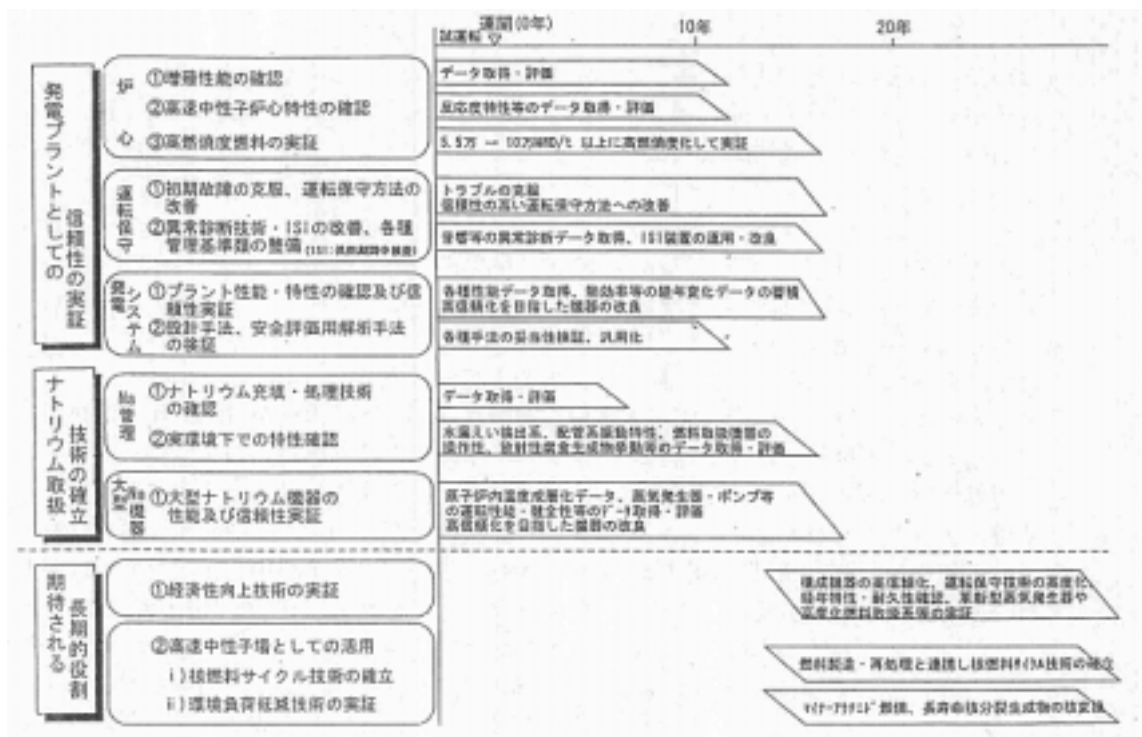
国際的にも貴重な研究開発と位置付け、その活用を図り、国際的な研究協力のための施設として利用する。

研究開発を進めるに当たっては、「もんじゅ」事故及びその後の一連の事故や不祥事によ

って国民の原子力に対する不信感と不安感が著しく増幅されていることを重く受け止め、研究開発段階にある原子炉であることを認識し安全確保に万全を期すとともに、徹底した情報の開示と提供を行うなど、国民及び地域住民の信頼確保に格別に留意する必要がある。もちろん、安全研究の向上のための研究や施設を国際協力に利用することが大切である。

長期的には、実用化に向けた研究開発によって得られた技術要素等の成果を「もんじゅ」において実証するなど、燃料製造及び再処理と連携して、実際の使用条件と同等の高速中性子を提供する場として「もんじゅ」有効に利用していくことが重要と考えられる。また、マイナーアクチノイドの燃焼や長寿命核分裂生成物の核変換に関するデータを幅広く蓄積する上からも「もんじゅ」の役割が重要である。

図 4.2.6.1 「もんじゅ」における研究開発項目



[出典] 原子力委員会原子力長期計画策定会議第三分科会報告書 (平成 12 年 5 月 31 日)

(2) 実用化戦略調査研究

我国の高速増殖炉は MOX 燃料・Na 冷却路線で進められているが、経済性の向上が求められていることや発電プラントとしての実証が未確認であることなどの課題があるため、現在はこれらを解決するための研究開発を行い、実用化技術を確認していく段階である。1999 年から核燃料サイクル開発機構と電気事業者などが協定し、サイクル全体の観点から実用化に向けて「高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究」を開始した。高速増殖炉、再処理、さらには核燃料製造まで幅広い技術の選択肢を想定し、国内のみならず海外からも

アイデアの公募を行い評価検討の対象としている。

フェーズ（1999～2000年度）では、実用化候補概念の抽出を目指して、高速増殖炉の冷却材と核燃料、乾式³⁹および先進的な湿式再処理、振動充填、簡素化ペレット、射出成型などの燃料製造などの組み合わせ評価を行い有望な候補概念を抽出している。

フェーズ（2001～2005年度）では、有望候補概念について設計研究や要素技術に関する基礎試験を実施し、技術的な成立性を確認して、候補概念の明確化を図ることとしている。実用化戦略調査研究では、2015年を目途にFBRサイクルの技術体系を確立し、経済的な実用性のある見込みのある候補概念を提示するとともに、その後の実プラントによる技術実証を経て、2030年頃の実用炉建設の実現に向けて努力が続けられている。「もんじゅ」はこの高速増殖炉開発の技術的信頼性の確立にとって重要であることに加えて、世界で数少ない高速増殖炉として運転実績を積むとともに、燃料照射など多くのデータ取得が期待されることから、早期の運転再開は重用な意味をもっている。

（3）今、なぜ高速増殖炉「もんじゅ」か？

科学技術と一口に云うが、科学（Science）は発見・発明によって飛躍が可能であるが、技術（Technology）は成熟に地道な努力と歳月を要する。原子力のと云うよりは現代科学の歴史を紐解けば、英国のチャドウィックによって中性子が発見されたのが1932年、ハーンとマイトナーによる核分裂の発見が1938年、フェルミ達の最初の原子炉CP-1による連鎖反応達成が1942年と、その間わずか10年で原理が実証されている。その10年後、途中1945年に広島と長崎への原爆投下という不幸な出来事はあったが、1952年には世界最初の原子力発電が液体金属（NaK）冷却FBRで行われている。この間20年が原子力発電に対する科学的実証期間と云えよう。それでは技術的実証の歴史はどうであろうか？

その数年後リコバー達によって潜水艦用に開発されてきた軽水炉が1957年には発電用として登場し、半世紀を経て、我国では全電力の1/3を賄い実用化の域に達している。その背景には、18世紀後半のワット以来の蒸気機関・火力発電の高温高压水（蒸気）に関する技術の蓄積に負うところが大きい。しかし、その蒸気機関とて、初期には消防車・ポンプ動力用として普及したため、群集の集まるNYなど大都市の街中の火災現場でボイラーが爆発し多数の死者を出す事故が続出した⁴⁰。米国機械学会（ASME）誌は、それが契機で压力容器に関するASME規格が作られたと解説している。今日では、火力発電も原子力発電もその恩恵に浴している。火力とは違った、軽水炉には固有の問題もあったが、絶えざる努力によって克服されてきた。

軽水炉が先行している大きな要因は、1973年代における2度のオイルショックによる石油火力発電との相対的な経済的競争力の向上である。原理的な原子力の優位性を信じ、何時かはと云う心構えで、たゆまず地道に取り組んだ結果である。高速増殖炉についても同様のことが云えよう。軽水炉との経済性競争力のあるものすることは勿論重要であるが、まずは、実用に耐える安全性と信頼性の高い発電システムを構築しておくことが肝要である。それが国際的な交渉力を強め、エネルギー安全保障の切り札となる。本格的な導入時期は

³⁹ 高温冶金法、酸化物電解法など、PUREX法のように溶媒を使用しない再処理法。

⁴⁰ 米国機械学会（ASME）Mechanical Engineering誌（April 1984）は、1870～1910年の41年間に北米だけで約1万件、すなわち約3日に1件の頻度で発生し多数の死者を出したと報じている。

客観的な情勢によって自ずから決まる。技術的実証には長期にわたる開発努力を要する。従って、重要で困難な長期課題ほど、先見の明と早期の取り組みが必要である。

かつて高速増殖炉の開発を進めた米国、英国、ドイツなどが中止や撤退を決めたのには、各国のエネルギー資源の状況や政治・経済的事情が深く関わっている。米国は自国に他の資源が豊富で、核不拡散への率先姿勢から中止したが、次世代革新的原子炉システムの開発に取り組んでおり、その中で有力な候補概念として高速炉を選択するなど復活への胎動もみられる。英国は原型炉 PFR の 20 年を越す運転経験を積んだ後、国内の石炭産業の保護もあり、北海油田開発に資金投入を優先させた。ドイツは連邦政府と立地州政府の対立、石炭産業の保護、環境保護意識の際立った高まり、冷戦終結後の東西ドイツの統一など複雑な政治・経済状況である。フランスは、出力電気 25 万 kW の原型炉フェニックスの次に電気出力が 120 万 kW の実証炉スーパーフェニックスを建設したが、環境保護派との連立内閣の出現など政治的及び経済的な理由から、スーパーフェニックスは廃止された。技術的には大型化の段階に飛躍があったと考えられる。原型炉であるフェニックスは安全性向上の対策のための設備改造を経て運転が再開され、現在はマイナーアクチニドの消滅実験のための運転が継続されている。ロシアは BN-600 が Na 漏えいを多数回経験したが最近の高い稼働率で発電を続け、次の BN-800 の建設にとりかかっている。中国においても高速増殖炉開発を積極的に進めており、実験炉 CEFR を建設中である。また、韓国、インドも高速炉計画をもっている。決して、日本だけが推進ということではない。我が国の技術力をもってすれば、確実に達成できる技術開発である。

特に、資源小国である日本にとっては将来のエネルギー安全保障上、高速増殖炉の研究開発は重要であることは論を待たない。また、経済大国日本が世界の尊敬を得るためにも、高速増殖炉・核燃料サイクルの確立のような困難と思われるが人類の将来にとって有益な科学技術への挑戦は極めて有意義である。

主な参考資料

- 1) 科学技術庁 FBR 広報素材資料集第 2 版(上、中、下)、日本原子力文化振興財団、(1990)
- 2) 堀雅夫編著「基礎高速炉工学」(1993)
- 3) 鈴木篤之編著「プルトニウム」第 6 章「エネルギー源としてのプルトニウム利用」(宮崎執筆)、ERC 出版(1994)
- 4) 小林圭二著「高速増殖炉もんじゅ」七つ森書館、(1994)
- 5) 科学技術庁「動力炉・核燃料開発事業団高速増殖原型炉もんじゅナトリウム漏えい事故の報告について」(1996)
- 6) 科学技術庁「動力炉・核燃料開発事業団高速増殖原型炉もんじゅナトリウム漏えい事故の原因究明結果について」(1996)
- 7) もんじゅ安全性総点検チーム「動力炉・核燃料開発事業団高速増殖原型炉もんじゅ安全性総点検結果について」(1998)
- 8) もんじゅ民事訴訟判決(昭和 60 年(行ウ)第 7 号原子炉設置許可処分無効確認等請求事件判決)(4 分冊)、福井地方裁判所(2000)(昭和 60 年 9 月に提起された事件であるため「昭和 60 年」となっており、また行政訴訟と併せて一つの訴状に

より提起された事件であるため「原子炉設置許可処分無効確認『等』請求事件」となっている。）

- 9) もんじゅ行政訴訟判決（平成4年（行ウ）第6号原子炉設置許可処分無効確認等請求事件判決）（4分冊）、福井地方裁判所（2000）（原告全員の原告適格を認めた最高裁判所の判決により福井地方裁判所に審理が差し戻された年（平成4年）を付して「平成4年」の事件となっている。）
- 10) 原子力委員会長期計画策定会議第三分科会報告書「高速炉及び関連する核燃料サイクル技術の研究開発の在り方と将来展開 技術的選択肢の確保を目指して」（2000）
- 11) 原子力委員会「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」（2000）
- 12) 宮崎慶次「ナトリウム燃焼実験と火災事故例の概観および安全防護への考察」、日本原子力学会英文誌、43巻、第3号（2001）
- 13) 「今、何故、高速炉か？そして「もんじゅ」か？」核燃料サイクル開発機構、（2003）
- 14) 「原子炉設置許可処分無効確認等請求控訴事件判決」（4分冊）、名古屋高等裁判所金沢支部第1部（2003）

【コラム】

何故 MOX 燃料か

高速炉の研究開発は、MOX 燃料・ナトリウム冷却路線を主体に展開されてきた。フランスは実験炉ラプソディー、原型炉フェニックス、実証炉スーパー・フェニックスを、ロシアは実験炉 BOR-60、原型炉 BN-600 を、英国は実験炉 DFR、原型炉 PFR を、米国は実験炉 SEFOR、FFTF を、ドイツは KNK- を、そして我が国でも、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」をこの路線で進めてきた実績がある。また、運転には至らなかったが、ドイツの原型炉 SNR-300、米国の原型炉 CRBR、ロシアで現在計画中の BN-800 やかつて計画された欧州大型実証炉 EFR もまた同様である。金属燃料・ナトリウム冷却を採用している米国の小型実験炉 EBR-、-、エンリコ・フェルミ炉、英国の実験炉 DFR など、ごく少数例を除くと、全て MOX 燃料・ナトリウム冷却型であるのには、それなりの妥当性がある。

MOX 燃料は酸化物で化学的に安定である。MOX はセラミックスであるため、熱伝導度は金属燃料に比して 1/10 程度と低いが、融点は高く、富化度（U の濃縮度に相当：核燃料中の核分裂性 Pu の割合）に依るが UO_2 （約 2800）と PuO_2 （約 2400）の間（20%富化度で約 2750）で、金属燃料の融点（20%富化度 10%Zr で約 1060）に比してずっと高温である。酸化物燃料はセラミックスで空孔にガス状核分裂生成物を保持できるので核的な燃焼によるスウェリング（体積の膨張）が十分小さい。さらに、理論密度の 85%程度（軽水炉では 95～97%）と空孔率を上げる等の工夫により、軽水炉に較べて倍以上の高い燃焼度を目指している。[軽水炉のレベルと合わせた比較とするため、FBR も実用段階目標値を念頭に置いた]高速炉用の MOX 燃料（ステンレス被覆材を含めた燃料集合体）の照射実績は、照射された燃料の数の面で軽水炉に比べて少ないものの、1970、80年代の原型炉運転でのものがあり、将来の実用化を見通すに足りるものである。

FBR を実用化するキーは核燃料再処理を含む核燃料サイクルの完結である。実績のある PUREX 法による再処理が可能なのは、MOX 燃料の強みである。また、低温の利点はあるが、PUREX 法は湿式の複雑な化学工程を伴い再処理プラントは大型化学工場の様相を呈す。従って、先進湿式法による工程の簡素化、液体廃棄物量の低減、TRU 回収率の向上などが重要なポイントとなる。また、元来は兵器生産用に開発された技術であるため、純度の高い Pu が抽出できる点が核不拡散上は好ましくないとの評価である。従って、Pu の非分離回収、長寿命半減期 MA の消滅処理などもポイントとなろう。MOX 燃料の乾式再処理の研究も今後の重要な課題である。ANL が開発した金属電解法、ロシア RIAR 開発の酸化物電解法、フッ化物揮発法、及びこれらの改良法が検討されている。

一方、金属燃料の高温冶金法による乾式再処理は米国 ANL が長年続けてきた研究である。複数の小型金属燃料 FBR と乾式再処理施設を同一サイトに設置し核燃料サイクルを完結させる IFR（Integral Fast Reactor）概念で、核不拡散を図る方針のもとにカーター政権後もアイダホで EBR- と FCF（Fuel Conditioning Facility）を組み合わせて実証試験が行われていたが、今は計画が中止、EBR- は廃止され使用済み金属燃料のセラミックス処理の研究のみが行われている。

また、窒化物燃料を採用すれば、熱伝導度が酸化物の約 5 倍と大幅に向上し、Na との

共存性が良く燃料と被覆管とのギャップに熱伝導特性が良い Na ボンドを採用することで MOX 燃料に比べて低い燃料温度で使用することが可能である。N-14 の放射化による C-14 の生成を回避するためには N-15 の安価な濃縮技術の開発を要す。ウラン原子密度が高いので増殖比が高くできるが、中性子照射実績を上げることが今後の課題である。PUREX 法が適用できるので基本的には MOX と同じ開発路線にあると云えよう。ロシアで開発されている MOX 粒子の振動充填法による燃料製造と後処理工程の簡素化などを含めて、再処理に適した燃料製造法の開発が検討に価する。

燃料サイクルとの観点で云えば、ANL の金属燃料が最も注目すべきであろうが、FBR 炉心安全の観点からは MOX より優れているとは云えない面もある。また、IFR 計画が中止され、国際協力の効用も限られたものとならざるをえない。従って、最も実績のある MOX 燃料・Na 冷却路線を基軸に実用化戦略調査研究を進展させ、新たに実証された部分は適宜組み入れながら代替を図るのが現実的であろう。フランスやロシアとも協力しながら、我が国が独自に開発を進めることも可能となる。

世界の高速増殖炉の動向

高速炉開発に対する各国の取り組みは多様であり、以下に記すように、ロシアや中国のように熱心な開発を進める国がある一方、既に実験炉、原型炉から一部実証炉段階までのプラントを建設し運転経験を得ている欧米諸国は、経済的あるいは政治的理由から、開発を中断したり、方針の転換を図るなどしている。一方、最近になり新たな原子力開発利用を国際協力を活用しつつ探ろうとする動きが米国で生れつつある。

アメリカ

1940年代～80年代にかけて EBR-I(1951年臨界)、EBR-II(1961年臨界)、FERMI-I(1963年臨界)、FFTF(1980年臨界)などの実験炉、試験炉が次々と建設、運転されたが、2001年12月にはFFTFも廃止決定がなされるなど、これらは現在順次廃炉措置に移行している。他方、新たなプロジェクトとして、米国エネルギー省DOEは「原子力エネルギー・研究イニシアティブ(NERI)」を1999年度より、また「第4世代原子力発電システム開発計画(GEN-IV)」を2000年度より立ち上げ、安全性、経済性、環境負荷低減、核拡散抵抗性等に優れた炉概念に関する研究を国際協力を活用しつつ進めようとしている。この中で、放射性廃棄物の半減期を短縮したり、核兵器廃止措置に伴い発生する兵器用プルトニウムを経済的に消費する特性を持つ高速炉の特長を改めて見直そうとの動きもある。

また、上記の GEN-IV との連携の下に米国の原子力エネルギー長期戦略として、地層処分に資する高レベル放射性廃棄物の毒性低減、現在提案されている地層処分場の効率的運用と処分コストの低減、商用炉の使用済燃料からの資源物質の回収などを目指し、核不拡散抵抗性に優れた技術開発として先進的核燃料サイクルイニシアティブ(AFCI: Advanced Fuel Cycle Initiative)が進められている。

フランス

原型炉フェニックス(電気出力25万kW; 1973年臨界)は、1998年11月から開始した寿命延長(10年間)計画に基づいた設備改造工事を2002年末に完了し、2003年1月7日の安全当局からの運転再開の許可が降りたのを受けて、本年6月15日より運転を開始した。今後の利用計画については、再開後、約5年間かけて、マイナーアクチニドの燃焼及び長寿命核分裂生成物(LLFP)の核種変換研究などの照射試験を行う予定である。

実証炉スーパーフェニックス(電気出力124万kW; 1985年臨界)は、経済性が見合わないとの政治的判断から1998年12月に廃止が決定され、2025年頃完了を目途に廃止措置作業が進められている。ナトリウム冷却型高速炉について、このような開発実績があることから、フランスの今後の高速炉に関する研究開発の主体は、水素製造など発電以外の用途にも利用可能なガス冷却型高速炉の開発に移行するとしている。

イギリス

原型炉PFR(電気出力25万kW; 1974年臨界)は、自然循環崩壊熱除去や燃料高燃焼度化などの成果を出しつつ運転経験を蓄積したが、北海油田をはじめ化石燃料資源が豊富にあり、北海油田の開発を優先させ、高速増殖炉の実用化が必要になる時期は21世紀中頃にずれ込むとの判断から、1994年に同炉の運転中止を決定し、現在50～60年間をかける計画で廃止措置が進められている。

ドイツ

ドイツでは熱中性子炉「KNK-」を改造して実験炉 KNK- (電気出力 2 万 kW; 1972 年臨界)を建設・運転したのに続いて、原型炉 SNR-300 (電気出力 32.7 万 kW) を建設したが、立地州の政治的判断もあり、運転開始に至らず、更にチェルノブイル事故を経た 1991 年には、東西ドイツ統一による財政逼迫により連邦政府レベルで FBR 開発を断念した。

ロシア

ロシアでは、実験炉 BOR-60(電気出力 1.2 万 kW; 1968 年臨界)および高速炉実証炉 BN-600(電気出力 60 万 kW; 1980 年臨界)が運転を続けている。BN-600 においては、1981 年の運転開始以来、電気と生活用温水を地元の住宅に供給するとともに平均稼働率約 75% などの良好な運転実績が認められ、財政的理由で中断されていた BN-800(電気出力 80 万 kW)の建設が 2001 年から再開され、現在 2010 年頃の完成を目指し建設が進められている。BN-600 及び BN-800 ともナトリウム冷却型であるが、鉛冷却型高速炉 BREST の開発も並行して進められており、現在、世界で最も高速炉開発が積極的に行われている。

なお、実験炉 BR-10(熱出力 8000kW; 1958 年臨界)については、2002 年 12 月に役割を終え運転を停止した。また、旧ソ連の BN-350(現在カザフスタン; 熱出力 75 万 kWt; 電気出力 35 万 kWe 相当 (電気出力 15 万 kWe + 海水脱塩 20 万 kWe 相当)、1972 年臨界)は、発電の他、海水の淡水化のため運転されていたが、その設計、運転経験を BN-600 に反映するという使命を終え、1999 年に廃止が決定された。

中国

中国は高速実験炉(熱出力 6.5 万 kW, 電気出力 2.5 万 kW)を 1999 年春に着工し、2005 年の臨界を目指し建設を進めている。また、2025 年頃には 100 万 kW 級の大型実証炉の建設を目指すとしている。

韓国 原型炉 KALIMER(電気出力 15 万 kW)の基本設計を 2006 年までに終え、2010 年代半ば迄に建設に着手することを目指すとしている。

インド 実験炉 FBTR(電気出力 1.5 万 kW; 1985 年に臨界)をフランスの協力のもとに建設を進め、1997 年 7 月には初送電に成功した。また、原型炉 PFBR(電気出力 50 万 kW)が 2009 年の運転開始を目指して、2003 年前期に着工予定としている。

第3節 放射性廃棄物を安全に処分することはできるのか

4-3-1 原子力発電所から発生する放射能の低い廃棄物の処理・処分

核燃料サイクルや、放射性同位元素を利用した医療・研究活動に伴い、放射性物質を含む廃棄物が発生する。放射性廃棄物は、一般・産業廃棄物に比べ少量で内容物も限定されているが、一般・産業廃棄物と同様に、現世代のみならず将来に亘っても人間や環境に影響を与えないように処理・処分する必要がある。それに取り組むのは原子力や放射線利用の恩恵を受けた我々の世代である。

原子力発電所や再処理工場などあらゆる原子力関連施設で発生する放射能濃度の低い廃棄物のうち、気体状のもの及び放射性廃棄物の濃度が極めて低い液体状のものについては、法令が定める基準値を下回るように処理し、それぞれ放出される。また、液体状及び固体状のものの一部については、蒸発濃縮・焼却・圧縮・溶融などによって放射性廃棄物の体積を減らしたり、液体を固化することにより、ドラム缶やキャニスターと呼ばれる金属製の容器の中に安定な形状にして収納し、廃棄体として固型化したのち埋設処分が行われる。埋設処分については、廃棄体に含まれる放射能、半減期の長さなどの特徴によって、処分場の構造、処分場に使われる材料、人間の生活の場である地表からの離隔距離（処分場の深度）などを変えた処分方法が考えられている。しかし、方法は異なっても、安全を確保する考え方は共通である。すなわち、廃棄体が備えている耐浸食性や処分場で施される各種安全対策（止水機能、物質吸着性等）により、放射性物質をできるだけ長い期間処分場に閉じこめて放射能を減衰させる。さらにもし将来処分場外に漏れ出たとしても土壌や岩石が放射性物質の移動を遅延させることによって、環境への影響を極力小さくするのである。

一方、処理作業や処分作業に携わる作業者の安全も当然確保されなければならない。処分場での作業とは、廃棄物の埋設施設への搬入、定置、施設の閉鎖及びその後の埋設地の管理である。処理・処分に携わる作業者の安全に対しては、他の原子力施設と同様の安全規制が適用されている。

放射性廃棄物のうち、使用済燃料の再処理プロセスで発生する廃棄物は放射能が非常に高く、この廃棄物は特に「高レベル放射性廃棄物」と呼ばれる。それ以外は「低レベル放射性廃棄物」である。高レベル放射性廃棄物の処分については次項で別に解説することにして、本項では、低レベル放射性廃棄物、そのうち特に原子力発電所から発生する廃棄物を取り上げる。

原子力発電所から発生する廃棄物は大きくふたつの種類に分けられる。通常の運転で発生する廃棄物と、原子炉が寿命を終えて解体されたときに発生する解体廃棄物である。

原子力発電の運転に伴って発生する廃棄物は廃液、使用済みの樹脂、紙類・作業衣などの焼却灰、金属、プラスチックなどで、原子力関連施設の通常運転に伴って発生する廃棄物の中では圧倒的に量が多い。廃棄物は200リットル鋼鉄製ドラム缶に入れ、隙間にセメントを流し込んで固める。これをセメント固化と言い、図4.3.1.1に模擬体を示す。

青森県六ヶ所村にある日本原燃株式会社の低レベル放射性廃棄物埋設センタ

ーには、平成4年の運開以来平成15年7月までに、このドラム缶約15万本がすでに埋設されている(写真4.3.1.1)。埋設施設は、地下数メートル程度の深さに作られたコンクリートピットで、ここにドラム缶を積み重ねて収納し、隙間にモルタルを充填し、最後は施設全体に覆土を施す。こうして何重にもバリアを重ねて放射性物質が環境に出て来るのを防ぐ。この処分方法では、300年程度管理した後一般的な土地利用が可能となる。低レベル放射性廃棄物埋設センターには最終的にドラム缶300万本が埋設される予定である。

原子力発電所から発生する廃棄物のもう1種類のものとしては、寿命を終えた発電所が解体される時に発生する大量の解体廃棄物である。ただし、発生量の9割以上は、建家のコンクリートや鉄骨など放射性物質として扱う必要がないため、産業廃棄物と同等の廃棄物である⁴¹。残りが放射性廃棄物となる。

その中には放射能がやや高い廃棄物もある。それは原子炉内の構造物や制御棒などである。この廃棄物もドラム缶かキャニスターに入れ、セメントを充填して固化する。これらの廃棄物は、低レベル放射性廃棄物の中でも放射能が高いので処分深度がやや深く、たとえば、50～100mのように、一般的な地下利用に十分余裕をもった深さに処分することとなっている⁴²。この処分では長期にわたる管理期間を経た後には一般的な土地利用が可能となる。この処分は、日本原燃(株)における調査により、六ヶ所村で処分施設の設置は可能であるとの見通しを得たことから、同社では、調査用のトンネルを掘削し、そこで地質・地盤・地下水の調査・試験を行う本格調査を平成14年11月13日より開始したところである。

⁴¹ 原子炉の解体については「5-2 原子力発電プラントの一生(4)原子力プラントの退役と解体」を参照。

⁴² 「一般的な地下利用」とは、高層ビルの基礎、新幹線高架の基礎、地下鉄などで、これらはせいぜい地下40mまでである。

表 4.3.1.1 原子力発電を行うことによって発生する放射性廃棄物の種類と発生量

廃棄物の種類		廃棄物の例	発生源	廃棄物の量	
高レベル放射性廃棄物		ガラス固化体	再処理施設	ガラス固化体にして約 16,600 本分相当（平成 14 年 12 月末現在）。うちガラス固化体になって受入・貯蔵されているもの 890 本（平成 15 年 8 月末現在）	
低レベル放射性廃棄物	超ウラン核種を含む放射性廃棄物	燃料棒の部品、廃液、フィルター	再処理施設、MOX 燃料加工施設	200 リットルドラム缶 87,000 本（平成 10 年 3 月末現在）	
	ウラン廃棄物	消耗品、スラッジ、廃器材	ウラン濃縮・燃料加工施設	200 リットルドラム缶 81,000 本（平成 10 年 3 月末現在）	
	発電所廃棄物	放射能レベルの比較的高い廃棄物	制御棒、炉内構造物	原子力発電所	8,000 トン（平成 10 年 3 月末現在）
		放射能レベルの比較的低い廃棄物	廃液、フィルター、廃器材、消耗品等を固形化		200 リットルドラム缶 500,000 本（平成 12 年 3 月末現在）
放射能レベルの極めて低い廃棄物		コンクリート、金属等			
クリアランスレベル以下の廃棄物（放射性とみなさない廃棄物）		原子力発電所解体廃棄物の大部分	上に示した全ての発生源		

（参考）[出典]環境省のホームページ <http://www.env.go.jp/recycle/index.html>

産業廃棄物 （平成 12 年度）	処分量は約 4,500 万トン（排出量は約 4 億 600 万トン）
一般廃棄物 （平成 12 年度）	処分量は 1,051 万トン（排出量は 5,236 万トン）

[出典] 資源エネルギー庁ホームページ <http://www.enecho.meti.go.jp/rw/gaiyou4.html> の表を改編。

図 4.3.1.1 原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物の例。金属配管を固めたセメント固化体（模擬）。ドラム缶内でセメント固化した後ドラム缶を剥ぎ取り、固化体を切断した断面。白く見えるのが金属配管



[出典] 文部科学省 『低レベル放射性廃棄物固化体のバリア性能に関する安全性試験』パンフレット

写真 4.3.1.1 発電所廃棄物の処分場、日本原燃(株)低レベル放射性廃棄物埋設センター（青森県六ヶ所村）のコンクリートピット。この隙間にセメントが注入される。



[出典] 日本原燃（株）ホームページ、<http://www.jnfl.co.jp/>

4 - 3 - 2 使用済燃料の再処理プロセスで発生する放射能の高い廃棄物の処理・処分

原子力発電所で使用した燃料は、再処理⁴³されて核燃料物質として使えるウランやプルトニウムが回収される。その再処理工程で発生するものが、強い放射能を有し寿命の長い放射性物質を含む高レベル放射性廃液である。この廃液を高温で溶かしたガラス原料と混ぜて、キャニスターと呼ばれる容器に入れて安定な形態に固化する。この固体をガラス固化体と言う。外径約 40cm、高さ約 1 ~ 1.3m、重さ約 400 ~ 500kg の円柱形である。原子力発電開始以来約 40 年を経過した我が国では、すでにガラス固化体約 1 万 6 千本分相当の高レベル放射性廃棄物が存在する（2002 年末）。

この高レベル放射性廃棄物を数千年以上の長期に亘って人間から隔離するため、まず地上で 30 ~ 50 年間冷却したのち、地下 300m 以深の地層中に処分（地層処分）することが我が国の基本方針である。地層処分では、ガラス固化体の回りにオーバーパックと緩衝材と呼ばれる粘土等の人工バリア材、それに地上までの地層が天然バリアとして働き、放射性核種による地下水汚染を抑制し、最終的にはモニタリングなどの人為的な管理を終了しても安全に処分できるようにする（多重バリアシステム）。地層処分は原子力発電を行う国で共通した処分方法となっている。

地下深部では、金属鉱床や化石などが非常に長期に亘って安定に存在し続けている。これは地下水の動きが極めて緩慢なことから、酸素が少ないために物質が化学的に安定なためである。地層処分は、ものを閉じ込めて動きにくくするという、深部地下が有するこのような機能を活用する方法である。また、廃棄物を自国内で処分すること、現状の技術で実現可能な方法であることも、地層処分を処分方法として選択する理由となっている。将来において分離・変換と呼ばれる技術が成熟し、高レベル放射性廃棄物に含まれる放射能を弱めたり、寿命の長い放射性物質を少なくできるようにになれば、今より少量の廃棄物を地層処分するだけで済む可能性もある。そのために核変換技術の研究開発も進められている。

実際の処分場のイメージを図 4.3.2.1 に示す。既存の約 1 万 6 千本相当のガラス固化体と今後平成 30 年頃までに発生するガラス固化体とを合わせた計 4 万本の処分を想定すると、地下処分施設の大きさは数キロメートル四方程度になると考えられている。火山活動や地震・断層活動などが活発な日本においても、長期間に及ぶ地層の安定性に関する研究が行われており、地層に残されたさまざまな履歴を辿ることで、少なくとも将来十万年程度の期間であれば、天然現象による重大な影響が及ばないような地質学的に安定な地域を選ぶことは可能であることがわかってきている。

断層や火山は過去数十万年に亘ってその活動範囲が限定されており、その活動の傾向や範囲および規則性を調査し、将来の変動を予測すれば不適當な場所

⁴³ 4-1-2 「日本の燃料の再処理工場の商業運転が近い」を参照。

を避けることができる。また、隆起・沈降・侵食や気候・海水準変動の規模を予測することにより、処分場の設置深さ等を決める際にその規模を考慮することで処分場への悪影響を減らすことができる。

さらに、このような天然現象による地質的変動の影響以外に、緩慢とは言え、非常に長い時間にわたり高レベル放射性廃棄物容器や処分場構造物が地下水によって浸食され、放射性元素が漏れ出すことも考えられる。このようなことが起こっても、多重のバリアの機能により生態圏に到達する放射性物質はわが国の自然放射線レベルを下回ることが、これまでの研究において評価されている（図 4.3.2.2）。以上のことから、深い地下の適切な場所を選び注意深く設計した人工のバリアを設置できれば、安全な処分は可能である。

では、その適切な場所はどのようにして選ぶのであろうか。日本では、これまでに処分場の選定を 3 段階に分けて実施することを示した法律が平成 12 年 6 月に制定され、また本法律によって高レベル放射性廃棄物の処分の実施主体が平成 12 年 10 月に設立された。処分地の選定については、外国とは異なり、全国一律に公募するというユニークな方法を採用することにした。そのうえで、地元の理解と協力を得ながら段階的に候補地を絞っていくこととなる。

まずは、「概要調査地区」を選定するための地域を公募する。これは平成 14 年 12 月に開始された。概要調査地区は、応募区域に対して文献等資料による調査を行い、選定する。次に「概要調査地区」の中から、ボーリング調査などにより絞って「精密調査地区」を選ぶ。この地区で地下に施設を設けてより詳細に調査し、最後に「最終処分施設建設地」を選定する。ここに処分場を建設し、平成 40 年代後半の処分開始を目指す計画である⁴⁴。

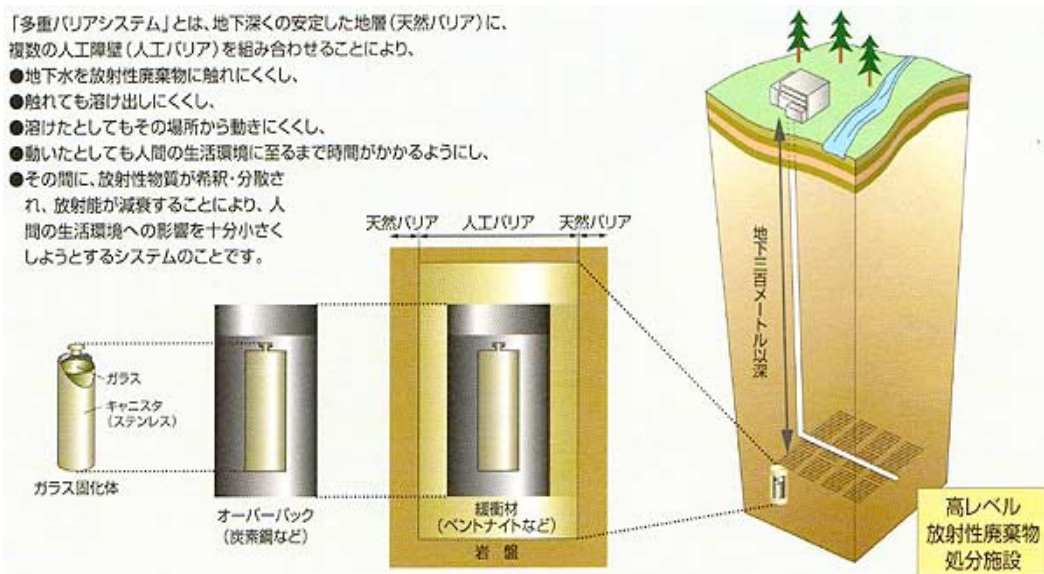
地層処分は、処分場の選定開始から閉鎖後の管理まで百年以上を要するきわめて長い事業であり、その間に処分とは異なる選択の意思決定がされる余地を残しているが、閉鎖後の世代の安全を確保できるよう、原子力発電の恩恵を受けた我々の世代が、現存する科学技術を最大限に利用して考えた手段である。

また、事業が長い時間を要するため、基盤となる地域との共生がなければ進めることができない。処分事業が、人的・技術的交流を含め、地域の活性化につながるものであることが非常に重要である。

処分を安全に行うための技術開発を今後も引き続き行うことはもちろんであるが、一方でコスト削減も求められる。ガラス固化体 4 万本は、100 万 kW の原子炉 50 基が四半世紀間に発電する龐大な電力量に相当する分であるが、それを処分する事業費は 3 兆円と試算されている。再処理段階において廃棄物の発生量を減らしたり、処分量が少なくなるような固化体を開発するなど、コストの削減につながる技術開発が課題である。

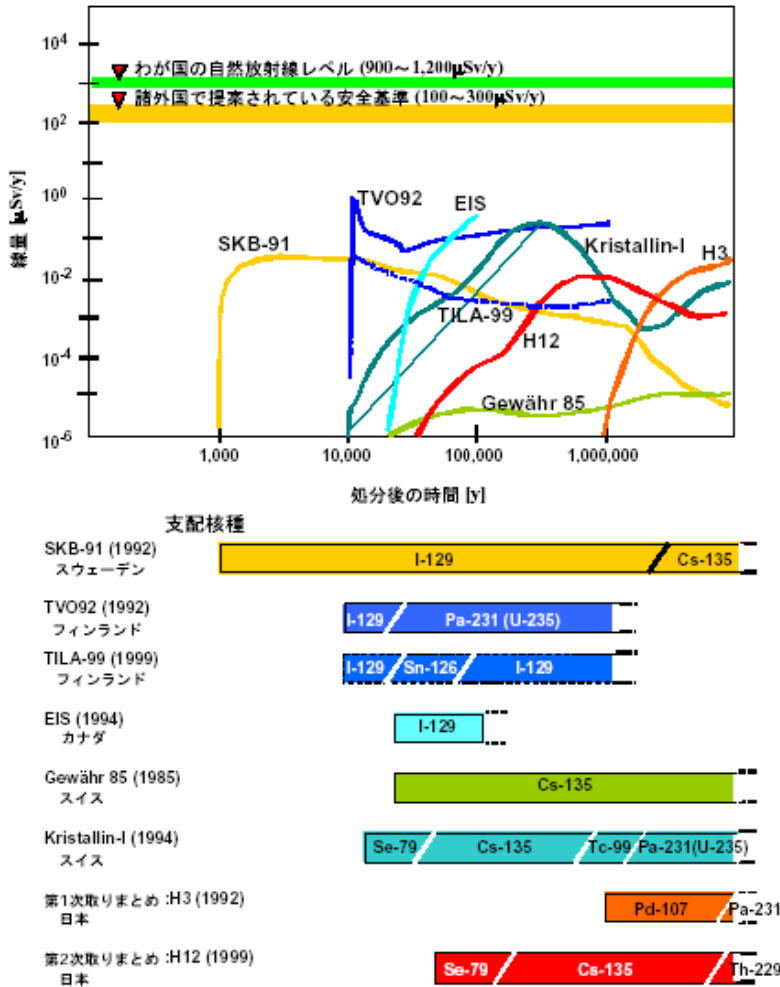
⁴⁴ 詳しくは、原子力発電環境整備機構のホームページ(<http://www.numo.or.jp/>)の「公募関係資料」のページを参照。

図 4.3.2.1 高レベル放射性廃棄物の処分場のイメージ



[出典] (上図) 資源エネルギー庁ホームページ <http://www.enecho.meti.go.jp/rw/hlevel1.html>
 (右下図) 米国ユッカ・マウンテンプロジェクトの地下坑道。 <http://www.ocrwm.doe.gov/>

図 4.3.2.2 各国の安全評価結果



[出典] 核燃料サイクル開発機構、「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 - 地層処分研究開発第2次取りまとめ(1999) - 分冊 3 地層処分システムの安全評価」、JNC TN1400 99-023, 1999