

Q3. シビアアクシデント（過酷事故）は、安全審査における解析評価で想定される事故とはどのような関係にあるのですか。

A.

原子力発電所は5重の壁、制御棒、非常用炉心冷却設備などの安全系設備の設置と、公衆からの離隔（広い敷地）によって事故時を含めた安全確保を行っているが、これを検証するために安全評価を行い、原子炉設置前に国からの安全審査を受ける。設備の設計の妥当性を検証する際には、「[運転時の異常な過渡変化（注1）](#)」および「[事故（注2）](#)」に分類される「[設計基準事象](#)」と呼ばれる数多くの事象のシナリオによって解析評価を行う。これら事象の発生時に、安全系の設備の自動作動あるいは操作により、事象が安全に収束し、原子炉の健全性が保たれることを解析評価によって確認する。

また、立地条件の妥当性の評価については、「[重大事故](#)」および「[仮想事故](#)」を想定する（Q1参照）。

注1：「運転時の異常な過渡変化」とは、機器の故障や運転員の誤操作などによってプラントが異常な状態となるような、技術的に十分起こりうる事象であり、事象が生じた場合でも炉心は損傷に至ることなく、通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計でなければならない。（具体的事象：制御棒の落下、一次冷却材ポンプの1台停止、外部電源喪失、負荷喪失 など）

注2：「事故」とは、発生する頻度はまれではあるが、発生した場合は施設からの放射性物質の放出の可能性があるため、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象である。炉心の著しい損傷がなく、放射性物質の環境放出防止のための設計が妥当であることを確認する。（具体的事象：一次冷却材喪失、蒸気発生器伝熱管破損、制御棒飛び出し、主蒸気管破断、など）

一方、[シビアアクシデント（日本語では過酷事故）](#)とは、設計基準事象を大幅に超える事象であって、設計上考えられている設備や操作によって炉心の冷却や制御ができなくなり、その結果[炉心の重大な損傷（溶融など）に至る事象](#)であり、複数のシナリオが考えられるが、そのいずれも発生する確率はきわめて小さい。

シビアアクシデントは、規制上は想定あるいは評価を求められていない事象であるが、事業者毎に「[確率論的安全評価](#)」を行うことで、各プラントの発生確率（頻度）を評価している。

確率論的安全評価とは、原子炉を異常な状態にする起因事象（配管破断など）の発生頻度や、プラントを構成する数多くの機器（ポンプ、弁、モーターなど）が故障により設計どおり作動しない確率を求め、発生した事象の拡大防止、影響緩和のための機能が損なわれて炉心損傷や格納容器の破損に至るプロセスと、その確率を評価するものである。

確率論的安全評価を行う目的は、シビアアクシデントに至るシナリオを分析し、それに対する対応（アクシデントマネジメント）を整備することで、より一層の安全性を確保するという考え方に基づくものであり、安全審査とは位置づけが異なる。

泊3号機における炉心損傷頻度および格納容器破損頻度は、考えられるあらゆるシナリオの合計値として以下の評価となっている。

炉心損傷頻度 1.0×10^{-7} (／炉年) <1000万年に1回>

格納容器破損頻度 1.7×10^{-8} (／炉年) <6000万年に1回>

上記の評価は、(財)原子力安全研究協会が発行している「確率論的安全評価実施基準」に準拠して行ったものであり、平成20年3月に評価結果を国に報告するとともに、一般に公表している。

なお、上記の数値は、起因事象の発生頻度と機器の故障率に依存することから、基本的にウラン炉心とMOX炉心の違いによって影響をうけることはない。

Q4. シビアアクシデントの起きる可能性をどのようにみなせば良いのですか。

原子力安全委員会においては、原子力利用活動による放射線リスクは公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意に増加させない水準に抑制されるべきであるとしたうえで、原子力施設がこの基準に適合しているかどうかを判断するための定量的目標として、以下の数値をともにクリアしていることとしている。

・炉心損傷頻度： 10^{-4} (／炉年) ・格納容器破損頻度： 10^{-5} (／炉年)

また、きわめて低いリスクの例として、「Risk-Benefit Analysis」において、隕石により人が1年のうちに死亡する確率を 4×10^{-7} ／年 <250万年に1回>程度としている。

これらの指標や数値からも、泊3号機における炉心損傷頻度、格納容器破損頻度である $10^{-7} \sim 10^{-8}$ オーダー<1千万年に1回以下>は、公衆のリスクを有意に増加させるレベルより十分に小さいといえる。

泊発電所3号機のシビアアクシデント（過酷事故）評価

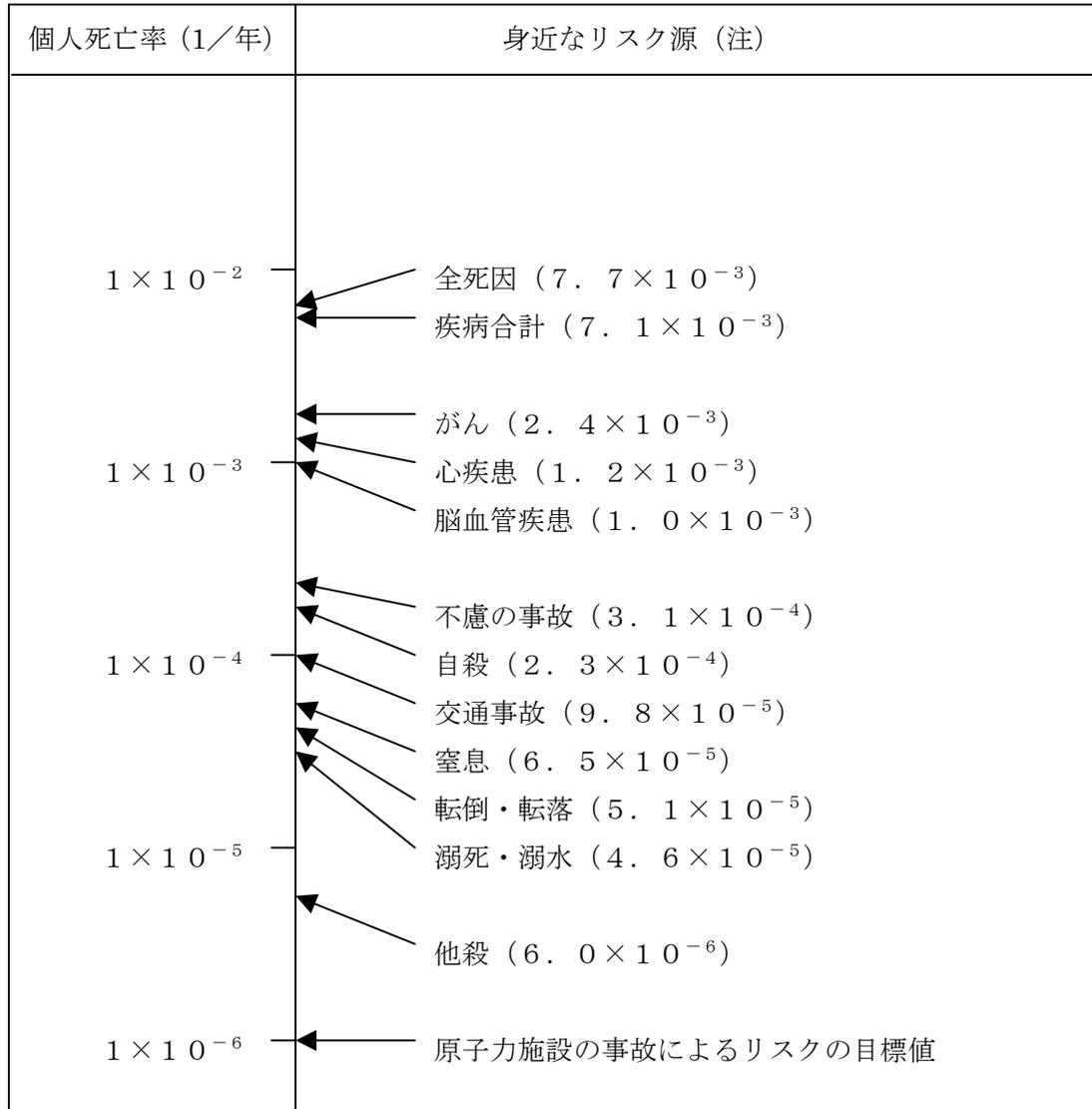
設計基準事象に対して考えられている設備や操作によって炉心の冷却や制御ができなくなり、その結果、炉心の重大な損傷（燃料棒表面温度が1200℃以上）に至る事象をシビアアクシデント（過酷事故）と言う。

泊発電所3号機における確率論的安全評価の結果（発生頻度）では、原子力安全委員会の目標を十分下回っており、そのリスクは十分に低いものとなっている。

	泊3号機の評価	原子力安全委員会の目標	原子力安全委員会安全目標専門部会報告「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について—安全目標案に対応する性能目標について—」（平成18年3月）では、原子力施設の事故に起因する周辺の住民の死亡リスクを100万分の1程度以下に抑制するための具体的目標として、炉心損傷頻度を1万年に1回以下、格納容器破損頻度を10万年に1回以下としている。
炉心損傷頻度 (燃料棒表面温度1200℃以上)	1.0×10^{-7} /炉年 (1000万年に1回)	1×10^{-4} /炉年 (1万年に1回)	
格納容器損傷頻度 (3×最高使用圧力以上)	1.7×10^{-8} /炉年 (6000万年に1回)	1×10^{-5} /炉年 (10万年に1回)	

仮想事故：発電所境界で130mSv(成人甲状腺に対するめやす線量3Sv), TMI事故(1979)：発電所周辺地域～0.012mSv, 年間自然放射線：2.4mSv, 隕石により人が死亡する確率： 4×10^{-7} /年(出典：Risk-Benefit Analysis)

我が国における個人の主な原因別の死亡リスクと原子力施設の事故によるリスク目標値の比較

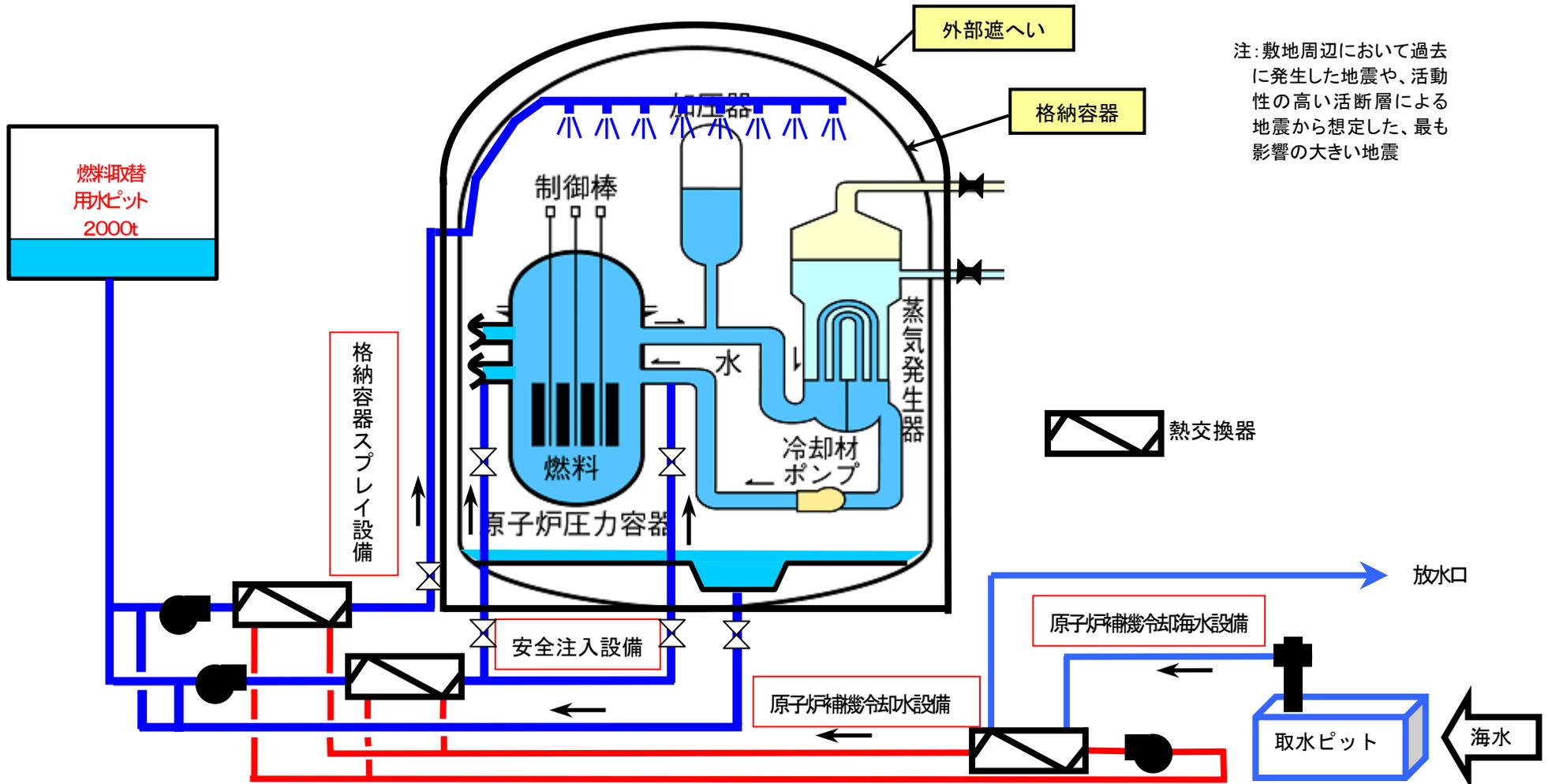


注：各リスクの出典は「人口動態統計」
(厚生労働省) 2001年データより

Q5. 原子力発電所の事故時には、どのように原子炉を冷却するのですか。

A.

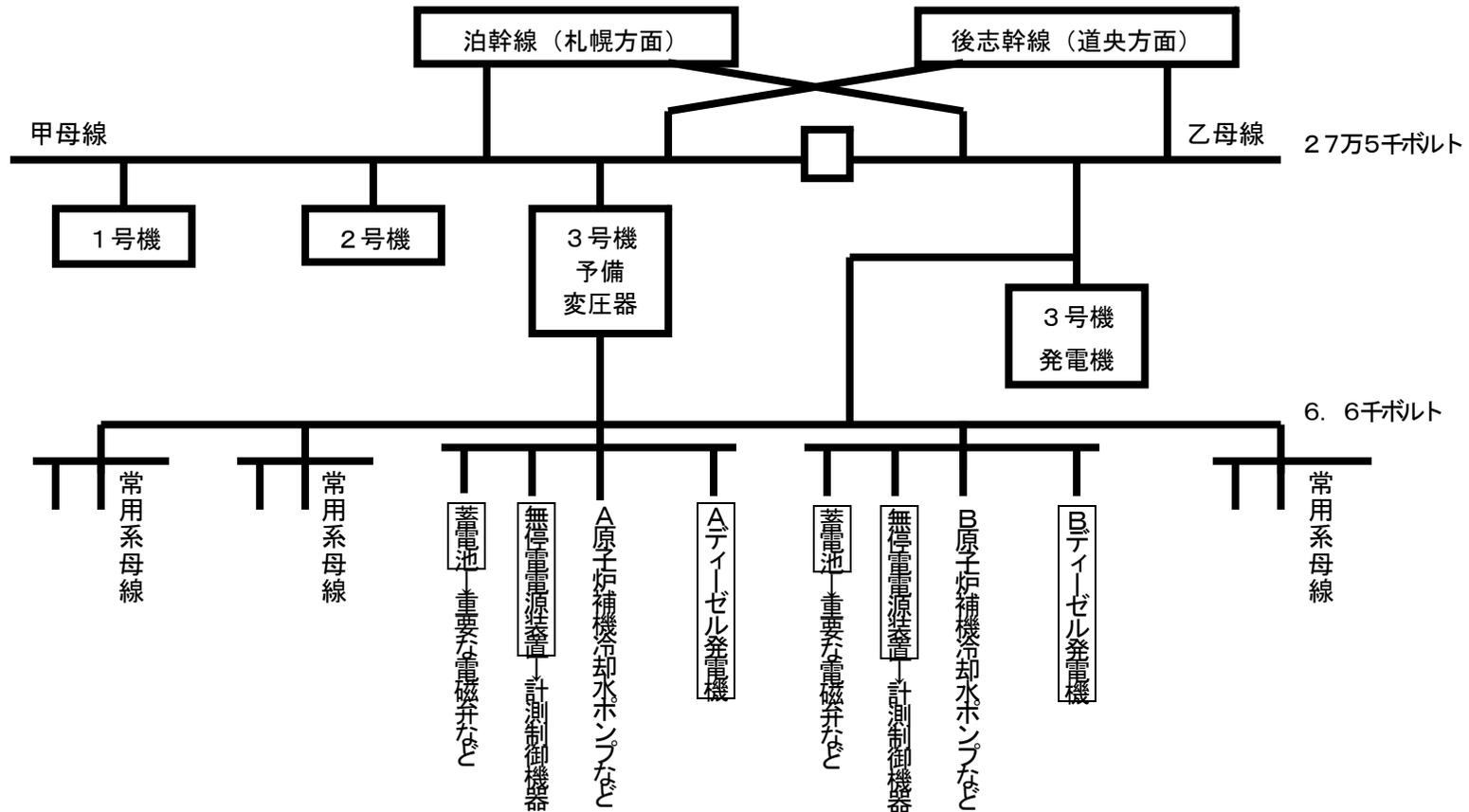
- 事故時において原子炉や原子炉格納容器を冷却するためのほう酸水は燃料取替用水ピットに蓄えられており、事故発生時は原子炉を冷却するための注入及び格納容器圧力を低減するための原子炉格納容器スプレイ水として利用される。その後は、原子炉格納容器底部にたまったこの水を冷却しながら循環させ使用することとなる。なお、この冷却には海水が使用されるが、地震発生時においても冷却機能が確保されるよう、取水ピット、ポンプ、配管、燃料取替用水ピット等については、大変厳しい地震（設計用最強地震^注）にも十分耐えられるように設計されている。



Q6. 原子力発電所の事故時には、どのように電源を確保するのですか。

A.

- ・ 泊発電所の送電線は、27万5千ボルト送電線4回線と6万6千ボルト送電線2回線（1・2号機のみ）があり、27万5千ボルト送電線を使い発電した電力を札幌方面及び道央方面に送っている。
- ・ 大規模な地震などの発生により、泊発電所の全ての号機での発電が停止し、かつ、27万5千ボルト送電線4回線から原子炉の停止に必要な電力が供給されない場合は、止める、冷やす、閉じ込めるための機器に電力を供給するための非常用高圧母線2系統に接続されたディーゼル発電機により、必要な電力が供給できる構造となっている（約3.5日間発電可能）。また、安全上常に確実な電源を必要とする電磁弁などの設備については蓄電池を、計測制御機器には無停電電源装置を設けて必要な電源を確保している（2時間以上供給可能）。
- ・ ディーゼル発電機は2台独立して設置され、止める、冷やす、閉じ込めるための機器である原子炉補機冷却水ポンプや格納容器スプレイポンプなどにそれぞれ接続されており、どちらか1系統が健全であれば安全上問題のない設計となっている。なお、万が一、ディーゼル発電機が2台とも起動しなかった場合には、1・2号機から電力が供給できるようになっている。



Q7. 格納容器の漏洩率についてわかりやすく説明してください。

A.

格納容器の漏洩率とは、事故時などに格納容器内に閉じ込めている気体が格納容器外に漏れていく速度を表すもので以下の式で定義される。

$$\text{漏洩率} = \frac{\text{格納容器からの漏洩量}}{\text{格納容器内気体の総質量}}$$

泊3号機的设计漏洩率は0.1%/日以下（常温、最高使用圧力の0.9倍の圧力の空気において）である。すなわち格納容器内の気体の漏れ出る量は1日当たり1000分の1以下に抑える設計である。

この設計が守られていることは、定期検査毎に格納容器内部を空気で加圧し、圧力の下がる速度を測定することで確認している。

一方、仮想事故時には格納容器の圧力が最高使用圧力である0.384MPaまで上昇したとして、その圧力に対応する気体の密度を式に当てはめて漏洩率を計算している。このようにして求めた仮想事故時の漏洩率が0.15%/日である。

なお、格納容器の内圧が最も高くなる冷却材喪失事故時にも最高使用圧力を超えないことは、解析により確認している。

(参考) 格納容器の漏洩量 = 定数 × $\sqrt{(\text{格納容器内外の圧力差}) \times (\text{格納容器内気体の平均密度})}$

実績値		判断基準*1	設計値
泊1号機 12回定検	泊2号 11回定検		
0.022%/日	0.029%/日	0.045%/日以下	0.1%/日以下

* 1 定検時には最高使用圧力の半分の圧力で測定するため、設計より10%小さくしたものを更に半分にして判断基準としている。

Q8. 新耐震指針は前の耐震指針と何が違うのですか。また、津波等の対策はどうしているのですか。

A.

- 耐震設計審査指針（旧指針）は昭和53年9月に当時の原子力委員会が耐震指針を策定したもので、泊発電所はこの旧指針に基づき、十分な余裕を持って耐震設計を行っている。
その後、兵庫県南部地震（阪神・淡路大震災）などを契機として検討が進められ、最新の科学技術的知見を耐震指針に反映させ、原子炉施設の耐震安全性に対する信頼性向上を図ることを目的に、平成13年7月に耐震指針改訂の検討を開始し、平成18年9月に新耐震設計審査指針（新指針）が原子力安全委員会で決定された。
- 新指針により耐震安全性評価のプロセスが、概略、次のとおり変更されている。

	旧指針	新指針
1. 地質調査の実施・活断層の評価 過去の地震の痕跡で将来の地震の震源ともなりうる活断層を評価	5万年前以降に活動したものを評価	約13～12万年前以降に活動したものを評価
2. 基準地震動の策定 震源を特定して策定する地震動	地震の規模と震央距離による経験的な評価手法	これまでの経験的な評価手法に加え、断層部分において震源が面的に広がるものとして計算機を用いる、断層モデルを用いた評価手法
震源を特定せず策定する地震動	マグニチュード6.5の直下地震を想定	活断層調査を実施してもなお評価できない可能性のある地震動について評価
3. 施設の耐震安全性評価 耐震重要度分類	「止める・冷やす・閉じ込める」ための安全上重要な設備をAクラスとし、特に原子炉容器、原子炉格納容器などの設備をAsクラスとする	「止める・冷やす・閉じ込める」ための安全上重要な設備をSクラスとして統合

- ・ 新指針は、新たに建設される原子力発電所の安全審査に適用されるものであるが、平成18年9月に、既に稼動しているもしくは建設中の原子力発電所において、新指針に照らした耐震安全性評価（耐震バックチェック）の実施をするよう国から指示があり、泊発電所についても、現在評価を実施しているもの。
- ・ この耐震安全性評価では、評価対象施設として「止める・冷やす・閉じ込める」ための設備などを対象とするとともに、津波や周辺斜面への影響など、地震に伴って引き起こされる事象についても評価確認を実施する。なお、泊発電所におけるこれまでの津波による影響の検討では、津波による水位上昇は8m程度であり、敷地の高さは10mであることから問題のないこと、また水位低下については、3号機においては取水の障害は生じないこと、1・2号機については取水障害が生じた場合には、原子炉を停止し必要な運転操作を行うこととしており、問題はない。
- ・ 泊発電所では、耐震バックチェックのため、新耐震指針が出される前の平成18年8月から泊発電所周辺の地質調査を実施しており、平成20年3月には中間報告として基準地震動 S_g を最大加速度550ガルとし、1号機の主要な建屋、施設の評価を実施している。
- ・ 泊発電所では、この耐震安全性評価とは別に、新指針の趣旨を踏まえ、更なる耐震安全性の向上のため、平成20年3月から1・2号機で配管を支えている部分などについて、自主的に耐震裕度向上工事を実施しており、今後、更に耐震裕度向上対策に関する検討を進め、耐震裕度向上工事を実施することが望ましいと判断された場合は、順次取り組んでいく。

Q9. 事故時の MOX 炉心の放出放射エネルギーがウラン炉心の場合と変わらないことを、わかりやすく説明してください。

A.

ウランの核分裂してできる核分裂生成物の核種は、常に決まっているものではなく、核分裂毎に異なる。ただし、どの核種がしやすいかについてはデータが蓄積されているので数多くの核分裂があった場合、どの核種がどれだけ蓄積するかそのデータを使って計算することができる。核種毎のしやすいさについて、ウランとプルトニウムで似かよってはいるものの全く同じではない。従来のウラン炉心においてウラン 235 だけでなく、プルトニウムも生成されながら、その一部は核分裂して原子炉内でエネルギーをつくってきているところだが、放射能の蓄積量を計算するに当たってはウラン 235 を代表としてそのデータを用いてきた。MOX 炉心においてはプルトニウムの核分裂の割合が従来より大きくなるが、その差異は現行の安全評価手法の持っている現実より結果を大きめに出す余裕の範囲内であり、同じ評価手法を行って問題ないことが原子力安全委員会によって示されている。

仮想事故の評価にあたっては、炉心内に蓄積されていた希ガスが 100%、よう素については 50% が瞬時に格納容器内に放出されるとしている。格納容器内のこれらの放射性物質は、格納容器内部の圧力に応じてわずかずつ格納容器外部へと漏れていく。MOX 炉心においても事故時の格納容器圧力はウラン炉心とほとんど変わらないこととその内部の放射エネルギーが同じであることから放出放射エネルギーに差異が出ない結果となっている。

参考：発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について（原子力安全委員会）

3. 検討結果

3.5 安全評価について

（略）

炉心内の核分裂生成物の蓄積量については、MOX 燃料装荷炉心とウラン燃料炉心で若干異なるものの、その差異は現行の安全評価手法の有する保守性の範囲内であることを確認した。なお、同様に、平常運転時の線量当量評価についても従来と同様として支障はない。

（略）